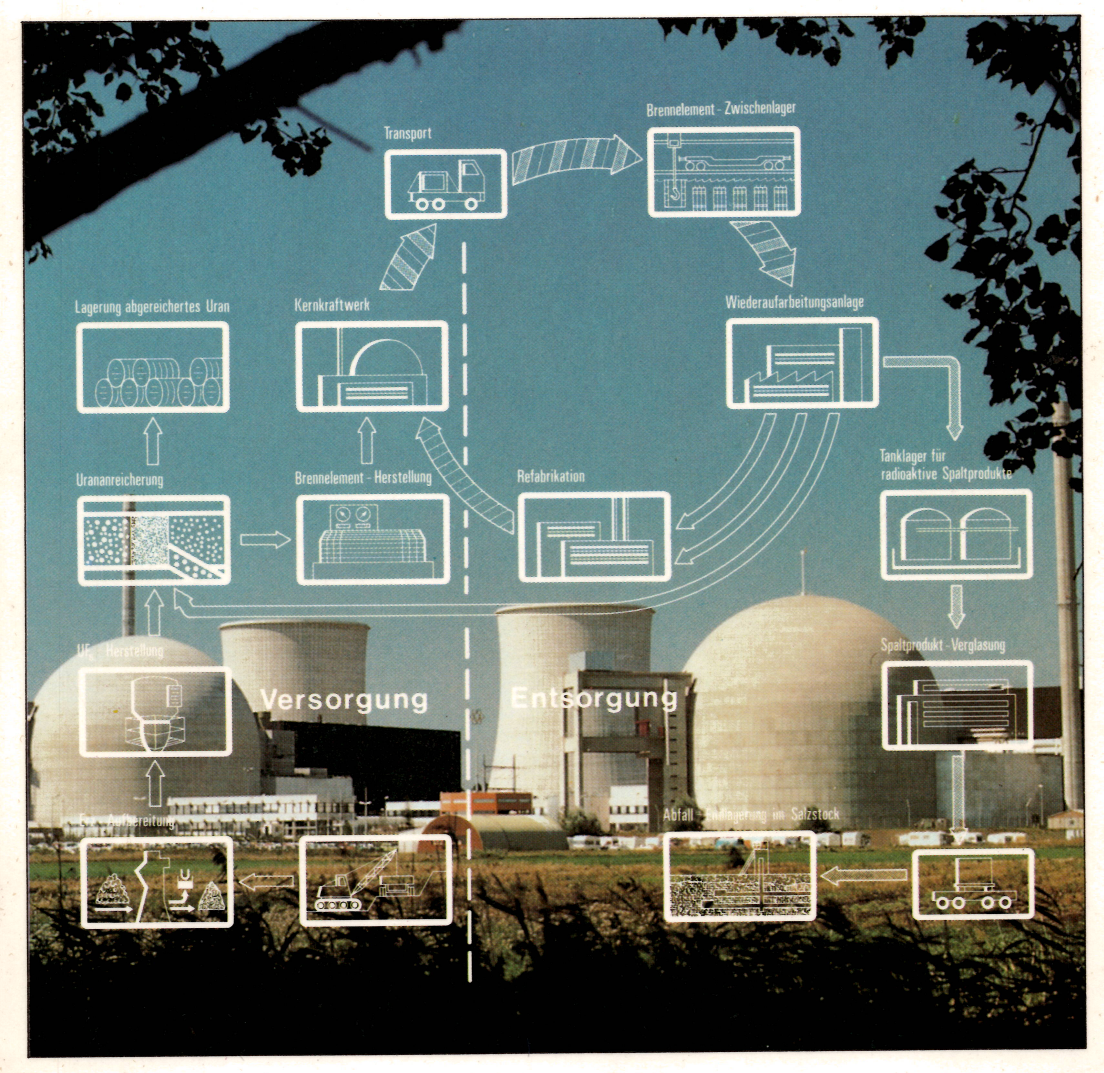
Münch

TATSACHEN ÜBER KERNENERGIE



Girardet

ETV



Erwin Münch TATSACHEN ÜBER KERNENERGIE

Redaktion: Peter Borsch und Waltraud Freier

Erwin Münch (Hrsg.)

TATSACHEN ÜBER KERNENERGIE



Verlag W. Girardet · Essen



ENERGIEWIRTSCHAFT UND TECHNIK
VERLAGSGESELLSCHAFT MBH

CIP-Kurztitelaufnahme der Deutschen Bibliothek

Tatsachen über Kernenergie/
Erwin Münch (Hrsg.). – Essen: Girardet;
[Gräfelfing]: Energiewirtschaft-und-Technik-
Verlagsgesellschaft, 1980.
ISBN 3-7736-0350-9
NE: Münch, Erwin [Hrsg.]

ISBN 3-7736-0350-9
Bestellnummer 0350

Satz Brühlsche Universitätsdruckerei, Gießen

Druck W. Girardet, Essen · Printed in Germany · 1980

Inhalt

Geleitwort

Die Diskussion über die friedliche Nutzung der Kernenergie in der Bundesrepublik, die mit der Besetzung der Baustelle des Kernkraftwerkes Wyhl im Jahre 1975 einen ersten Höhepunkt fand, ist zu einer der großen öffentlichen Auseinandersetzungen unserer Zeit geworden. Ging es dabei zunächst noch um Fragen der Umweltbelastung an einzelnen Standorten, so traten zunehmend allgemeine technische und wissenschaftliche Fragen – etwa aus dem Bereich der Reaktorsicherheit, der Wirkung kleinster Strahlendosen, der Entsorgung oder der Sicherung von Anlagen des nuklearen Brennstoffkreislaufs – in den Vordergrund. Besondere Ereignisse, wie die gewalttätigen Auseinandersetzungen an den Kraftwerksbaustellen in Brokdorf und Grohnde, der Unfall von Harrisburg, das Gorleben-Hearing der niedersächsischen Landesregierung oder die Massendemonstrationen von Hannover und Bonn von 1979 haben großes öffentliches Interesse gefunden und das Problembewußtsein geschärft. Kernenergienutzung wurde auch zunehmend ein Thema der Diskussion innerhalb der und zwischen den politischen Parteien. Dabei wandte sich die Aufmerksamkeit mehr und mehr nichttechnischen Fragestellungen zu: Die Kernenergiediskussion wurde eine „Stellvertreterdiskussion" für Grundsatzfragen der Wünschbarkeit von technischem und wirtschaftlichem Fortschritt überhaupt. Obwohl nach wie vor eine deutliche Mehrheit der Bürger der Bundesrepublik die Kernenergienutzung bejaht, gibt es eine starke kritische Minderheit; vor allem in der jüngeren Generation wurde „Atomkraft – nein danke" zu einem beliebten Ausdruck einer allgemeinen Protesthaltung.

Dieser öffentliche und politische Prozeß hat dazu geführt, daß zu Beginn des Jahres 1980 die Option Kernenergie in der Bundesrepublik in einer schweren Krise steht. Obwohl die Energieversorgungssituation durch politische Entwicklungen im Mittleren Osten zusehends mehr gefährdet und der Zwang zur Erschließung neuer Energiequellen immer stärker wird, schmilzt das Kernenergieprogramm immer mehr zusammen. Zwar wird an einigen Kernkraftwerksbaustellen noch weiterhin gearbeitet, jedoch schreckt die Elektrizitätswirtschaft vor neuen Vorhaben zurück; einige Projekte sind auch durch gerichtliche Entscheidungen blockiert. Die Lebensfähigkeit der deutschen Nuklearindustrie ist gefährdet; ihre internationale Konkurrenzposition gegenüber anderen Industriestaaten wie Frankreich, das die Kernenergie zielbewußt ausbaut, wird laufend verschlechtert. Dabei ist gerade der hohe Sicherheitsstandard der deutschen Nuklearindustrie weithin anerkannt.

Es gibt keinen einfachen Ausweg aus diesem Dilemma. Letzten Endes muß unsere Gesellschaft sich entscheiden, welchen wirtschaftlichen und technischen Weg sie gehen und ob sie die Option Kernenergie nutzen will. Für den Meinungsbildungsprozeß sind viele Entwicklungen maßgeblich, und die vor uns liegenden Entscheidungen sind politischer Natur. Eine Meinungsbildung setzt jedoch grundsätzlich technische Informationen voraus. Das vorliegende Buch, das aus einer Vortragsreihe Jülicher Wissenschaftler entstanden

ist, soll einen Beitrag zur umfassenden technisch-wissenschaftlichen Information über Nutzen und Risiko der Kernenergie leisten. Ich hoffe, daß das mit viel Mühe entstandene Werk dabei hilft, die Debatte über die Kernenergie zu versachlichen und die richtigen Entscheidungen vorzubereiten.

Prof. Dr. K.H. Beckurts
Vorsitzender des Vorstandes der
Kernforschungsanlage Jülich GmbH
bis Mai 1979 Präsident der
Europäischen Nukleargesellschaft (ENS)

Vorwort

Die Diskussion um die Energieversorgung und insbesondere um die Kernenergie steht heute im Brennpunkt des öffentlichen Interesses und im Zentrum des politischen Kräftespiels.

Wurden noch in jüngster Vergangenheit Befürchtungen um eine Verknappung der Ölvorräte als unbegründet zurückgewiesen, so offenbart sich diese Verknappung bereits jetzt in einer drastischen Erhöhung der Ölpreise verbunden mit einer wachsenden Unsicherheit in der Versorgung und einer zunehmenden politischen Manipulierbarkeit durch die Lieferländer. Intensive Anstrengungen zur Substitution des Erdöls sind daher erforderlich, und zwar auf solche Energiequellen zu richten, die nicht selbst als fossile Rohstoffe langfristig zu Substitutionsprodukten verarbeitet werden müssen. Daher bietet sich neben den regenerativen Energiequellen, wie Sonne und Wind, vor allem die Kernenergie an, die nicht nur elektrischen Strom bereitstellen, sondern auch als Energielieferant für die Umwandlung von Kohle in künstliches Erdgas, flüssige Kraftstoffe und Wärme für Haushalt und Industrie dienen kann.

Enttäuscht wurden auch die Erwartungen, der Energiebedarf würde in Zukunft nicht mehr steigen und damit neue Energiequellen überhaupt überflüssig machen. Trotz nachhaltiger Sparappelle und eines nur schwachen Konjunkturaufschwungs ist der Zuwachs des Energiebedarfs in den letzten Jahren immer noch beträchtlich und im Elektrizitätsbereich sogar überproportional.

Bis heute haben sich auch die in der Kernenergiediskussion vorgebrachten Befürchtungen über die Sicherheit der Kernenergie nicht bestätigt. Trotz zahlreicher Störungen und Störfälle in den vergangenen Jahren kann der Betrieb der mehr als 200 Kernkraftwerke in der Welt als zuverlässig bezeichnet werden. Wenn auch der Unfall in Harrisburg das Vertrauen in die Kernenergie erheblich angeschlagen hat, so hat sich dennoch auch bei schwereren Störfällen die technische Auslegung der Kernkraftwerke als geeignet erwiesen, die in der Umgebung lebenden Menschen vor Schäden zu bewahren. Die Ergebnisse umfangreicher Sicherheitsstudien bestätigen, daß das Risiko von Kernkraftwerken erheblich geringer ist als das vergleichbarer technischer Einrichtungen, mit denen wir seit langem leben.

Die Uranvorräte sind so groß, daß die Kernenergie nicht nur eine kurze Episode der Energieversorgung darstellen muß. Die bereits jetzt bekannten preiswerten Vorkommen können einen steigenden Bedarf für mehrere Jahrzehnte decken; spaltstoffsparende Technologien, vor allem aber die Anwendung des Schnellen Brüters, können unsere Energieversorgung für Jahrhunderte garantieren.

Für die Entsorgung der Kernkraftwerke wurde ein Konzept entwickelt, nach dem die radioaktiven Abfallstoffe sicher von der Umwelt getrennt und gelagert werden können,

bis ihre Strahlengefährlichkeit auf ein annehmbares Maß abgesunken ist. Die dazu erforderlichen Technologien sind zum Teil bereits langjährig erprobt oder sind soweit entwickelt, daß ihre erfolgreiche Anwendung möglich ist.

Frankreich und die Staaten des Ostblocks haben der Kernenergie besondere Priorität für die Energieversorgung eingeräumt, andere Staaten – Belgien, Schweden und die Schweiz – decken mehr als 20 Prozent ihres Elektrizitätsbedarfs durch Kernenergie, die Bundesrepublik Deutschland, Großbritannien und die USA mehr als 10 Prozent.

Dennoch gibt es in den westlichen Industriestaaten eine erhebliche Kontroverse um den weiteren Ausbau der Kernenergie. Ausdruck dieser Kontroverse ist die Bildung von zahlreichen Bürgerinitiativen, die vehement ihrem Protest gegen die Nutzung der Kernenergie durch Demonstrationen, Bauplatzbesetzungen und Gegengutachten Ausdruck verleihen. Die Opposition wird auch in der häufigen Anrufung von Gerichten deutlich, um konkrete kerntechnische Projekte zu verhindern. Der Streit um die Kernenergie nahm Einfluß auf politische und soziale Gruppierungen unserer Gesellschaft und führte in den letzten Jahren zur Bildung „Grüner" Umweltschutzparteien. Von der rein technischen Fragestellung verlagerte sich die Auseinandersetzung vor allem auf nichttechnische, gesellschaftspolitische und ideologische Themen, die sich um den Wert des wirtschaftlichen Wachstums, den Sinn weiteren Energieverbrauchs, die sozialen Folgen zentraler Versorgungseinrichtungen sowie um die Frage der gegenseitigen Abhängigkeit von Energie, Gesellschaftssystem und Arbeitsmarkt drehen.

Bei einer derartigen Betrachtungsweise sind die technischen Fakten und Zusammenhänge häufig in den Hintergrund getreten, obwohl diese in erster Linie die Basis für das Verständnis und die Grundlagen für die Bewertung neuer Technologien bilden sollten.

Gerade solche technisch-wissenschaftlichen Fragen mit Tatsachen über die Kernenergie zu beantworten, ist das Anliegen des vorliegenden Buches, wobei der fachlich kompetenten Darstellung der komplexen Zusammenhänge und gegenseitigen Abhängigkeiten besonderes Augenmerk gewidmet wurde. Hierbei soll ein Teil der „Bringschuld" der Kerntechniker abgegolten werden, von der Bundeskanzler Helmut Schmidt bei der Europäischen Nuklearkonferenz im Mai 1979 in Hamburg im Zusammenhang mit der Information der Öffentlichkeit über die Fragen der Kernenergie und ihrem Vertrauen zu den Fachleuten gesprochen hat.

Zu den vielschichtigen Tatsachen über die Kernenergie zählen nicht nur die physikalischen Voraussetzungen und deren technische Realisierungen für die Energieerzeugung aus Kernspaltung, die Sicherheitsvorkehrungen gegen Störfälle und die Sicherung der kerntechnischen Anlagen gegen Terrorismus, Sabotage und politischen Mißbrauch, sondern auch die grundsätzlichen energiepolitischen Komponenten, die Bedarfszahlen und Prognosen sowie die Deckungsmöglichkeiten für die künftige Energieversorgung bei uns und weltweit. Themen wie der nukleare Brennstoffkreislauf, die Wiederaufarbeitung verbrauchter Brennelemente aus Kernkraftwerken und die Behandlung und Lagerung radioaktiver Abfälle gehören ebenso zu einer umfassenden Darstellung wie die Umweltauswirkungen verschiedener Arten der Energieerzeugung und ihrer möglichen Wetterbeeinflussungen. Das Strahlenrisiko der Kernenergie und die ökologische Wirkung radioaktiver Ableitungen sowie die Vor- und Nachteile der Plutoniumverwendung sind ebenfalls wichtige Bereiche der Kernenergie. Um das Bild zu vervollständigen sind schließlich Sachbeiträge erforderlich, um die Entwicklung der Kernenergie zum Einsatz von Hochtemperaturreaktoren und Schnellen Brütern zu beurteilen und die Möglichkeiten alternativer Energiequellen, einschließlich der Kernfusion, einzuschätzen.

In allen diesen Wissensgebieten gibt es eine breite Übereinstimmung der Fachwissenschaftler, die in den einzelnen Beiträgen ihren Niederschlag gefunden hat. Daher kann das vorliegende Buch dazu beitragen, dem Leser die vielfältigen Fragen der Kernenergie und ihrer friedlichen Nutzung umfassend und fair zu beantworten. Darüber hinaus kann es als eine kompetente Entscheidungshilfe dienen; denn Entscheidungen werden in naher Zukunft erforderlich, wenn die Option Kernenergie nicht für uns verloren gehen soll. Und dies ausgerechnet in einer Zeit, in der wir alle Energiequellen benötigen und es uns nicht leisten können, ohne reifliches Überlegen, gründliches Nachdenken und sachliche Argumente auf eine Energiequelle zu verzichten, die das größte Potential für eine langfristige Energiebedarfsdeckung und eine massive Substitution des Mineralöls darstellt.

In diesem Sinne möchte ich hoffen, daß das Buch auch zur Versachlichung der Diskussion um den Ausbau der Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland beitragen kann.

Jülich, im Februar 1980 *Erwin Münch*

1. Brauchen wir Kernenergie?

Versuch einer systemanalytischen Antwort

D. Oesterwind, A. Voß
Programmgruppe Systemforschung und Technologische Entwicklung
der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

1.1. Einleitung

Im Mittelpunkt der folgenden Überlegungen stehen nicht Erläuterungen zu einzelnen Energietechnologien oder gar statistische Einzelheiten über die Entwicklung des Energieverbrauchs. Vielmehr soll im Rahmen einer Darstellung heutiger Probleme der Energieversorgung, ihrer Ursachen und der sich abzeichnenden Entwicklungsperspektiven ein Versuch unternommen werden, der Beantwortung der Frage „Brauchen wir die Kernenergie?" ein Stück näher zu kommen. Die Vielzahl der dabei zu beachtenden Faktoren und ihre gegenseitige Beeinflussung erfordern im Rahmen des zur Verfügung stehenden Umfangs eine Beschränkung auf das Wesentliche. Dabei dürfen aber der innere Zusammenhang und die Verkettung der einzelnen Probleme nicht verlorengehen, denn die heute anstehenden Aufgaben der Energieversorgung können nur im Rahmen einer über eine technische und wirtschaftliche Betrachtung hinausgehenden Analyse gelöst werden. Energieprobleme und damit verbunden auch die Frage nach dem Einsatz der Kernenergie sind, wie im weiteren gezeigt werden soll, Systemprobleme; darunter sind Problemkomplexe zu verstehen, die über die Bereiche einzelner Wissenschaftsdisziplinen hinausgehen, so z. B. die Verknüpfung von Energieverbrauch, Umweltbelastung, Ressourcenverknappung und wirtschaftlicher Entwicklung. Deshalb soll versucht werden, die Energieprobleme von einem systemanalytischen Standpunkt aus anzugehen.

Die Entwicklung der friedlichen Nutzung der Kernenergie mit ihrem Beginn in der Mitte der vierziger Jahre war überwiegend getragen von dem Gedanken einer wissenschaftlichen und technischen Herausforderung. Auf die militärischen Aspekte soll hier nicht eingegangen werden. Später trat dann das Motiv der kostengünstigeren Energieerzeugung in den Vordergrund. Seit einigen Jahren hat sich die Situation aber grundlegend geändert. Die sich abzeichnende Verknappung der fossilen Energieträger, speziell des Erdöls und Erdgases, verlieh dem Aspekt der ausreichenden mengenmäßigen Verfügbarkeit von Energie zusätzliche Bedeutung. Die politisch motivierte Preis- und Verknappungspolitik der Ölförderländer verdeutlichte dann auch einer breiten Öffentlichkeit die Abhängigkeit einer modernen Industriegesellschaft von einer funktionierenden Energieversorgung und rückte unversehens die Frage der nationalen Versorgungssicherheit – oder anders ausgedrückt: die Reduzierung unserer Abhängigkeit vom Erdöl – in den Mittelpunkt des energiepolitischen Interesses. Parallel zu der sich schon seit Jahren abzeichnenden Ressourcenknappheit, die durch die exponentielle Zunahme des Energieverbrauchs und der industriellen Produktion in der Vergangenheit verursacht wurde, wurden die mit diesem Wachstum verbundenen

ökologischen Probleme zu einem Thema von zentraler Bedeutung für die Energieversorgung. In jüngster Zeit sind nun auch verstärkt sozial- und gesellschaftspolitische Aspekte in die Energiedebatte eingeflossen. Zwei Entwicklungen erscheinen in diesem Zusammenhang von besonderer Bedeutung: Einmal die sehr intensiven Diskussionen über die Grenzen des materiellen Wachstums, die sicher nicht von den Energieplanern unreflektiert beiseite geschoben werden können, und zum anderen die zunehmend kritische Einstellung der Öffentlichkeit in bezug auf die mit neuen Technologien verbundenen Risiken und ihre Akzeptierung. Gerade der letzte Punkt ist ja stark mit der friedlichen Nutzung der Kernenergie verknüpft. All dies macht deutlich, daß sich die Umgebung, in der sich die Entwicklung neuer Energietechnologien im allgemeinen und der Kernenergie im speziellen heute vollzieht, grundlegend verändert hat; neue Sachzwänge, wie Umweltfreundlichkeit, Versorgungssicherheit, Risiko-Nutzen-Verhältnis, sind hinzugetreten, die entscheidenden Einfluß auf die technologischen Entwicklungen haben.

In dieser Situation ist es durchaus legitim, wenn nicht sogar eine politische Notwendigkeit, die Entscheidung für den Einsatz der Kernenergie noch einmal kritisch zu hinterfragen:

Die folgenden Fragen sind in diesem Zusammenhang von besonderer Bedeutung:

- Brauchen wir mehr Energie?
- Gibt es Alternativen zur Kernenergie?
- Welche Nebeneffekte bringt die Nutzung der langfristigen Energieversorgungsalternativen in großem Umfang?

1.2. Brauchen wir mehr Energie?

Energie wird definiert als die Fähigkeit, Arbeit zu leisten. Die Mengen und Arten der Energien, die dem Menschen zur Verfügung standen, haben seine Lebensweise und seine Leistungen zu allen Zeiten entscheidend mitbestimmt. Je mehr Energie er sich nutzbar machen konnte, desto größer waren seine Leistungen und sein Wohlstand. „Die Energie und die aus ihr fließenden Wohltaten Licht, Wärme, Nahrung und Kleidung zeigen sich als technische Umwelt, ohne die der Prothesengott Mensch nicht existieren kann. Die Umwelt ‚Natur', deren früherer Ungestörtheit wir heute nachtrauern, enthüllt sich dagegen bei schwindender Energieproduktion als Feind, als Quelle von Kälte, Hunger und Krankheit" [1]. Energie in ihren verschiedenen Erscheinungsformen ist somit ein wichtiges Hilfsmittel des Menschen zur Veränderung seiner Umwelt im Sinne einer Steigerung seiner Lebensqualität. Auf der anderen Seite bringt jeder Energieverbrauch auch unerwünschte Nebeneffekte mit sich. Es gilt also zwischen Nutzen und Schaden abzuwägen.

Abbildung 1 zeigt die Zunahme des Weltenergieverbrauchs, aufgegliedert nach den Primärenergieträgern Kohle, Erdöl, Gas, Kernenergie und Wasserkraft, beginnend im Jahre 1875 bis zum Jahre 1977. Der gesamte Energieverbrauch stieg während dieses Zeitraumes um mehr als das Dreißigfache an und beträgt heute ca. 9 Mrd. t SKE pro Jahr (1 t SKE entspricht dem Energieinhalt von 1 t Steinkohle). Die Steinkohle hat ihre dominierende Rolle als Hauptenergielieferant mit Beginn der zweiten Hälfte dieses Jahrhunderts an das Erdöl abtreten müssen. Erdöl und Erdgas decken heute 67% des Weltenergiebedarfs.

Die wesentlichen Gründe für dieses exponentielle Wachstum des Energieverbrauchs sind die Zunahme der Weltbevölkerung von 1,2 auf über 4 Mrd. Menschen und die industrielle Entwicklung. Wie eng die wirtschaftliche Entwicklung mit dem Energieverbrauch verknüpft

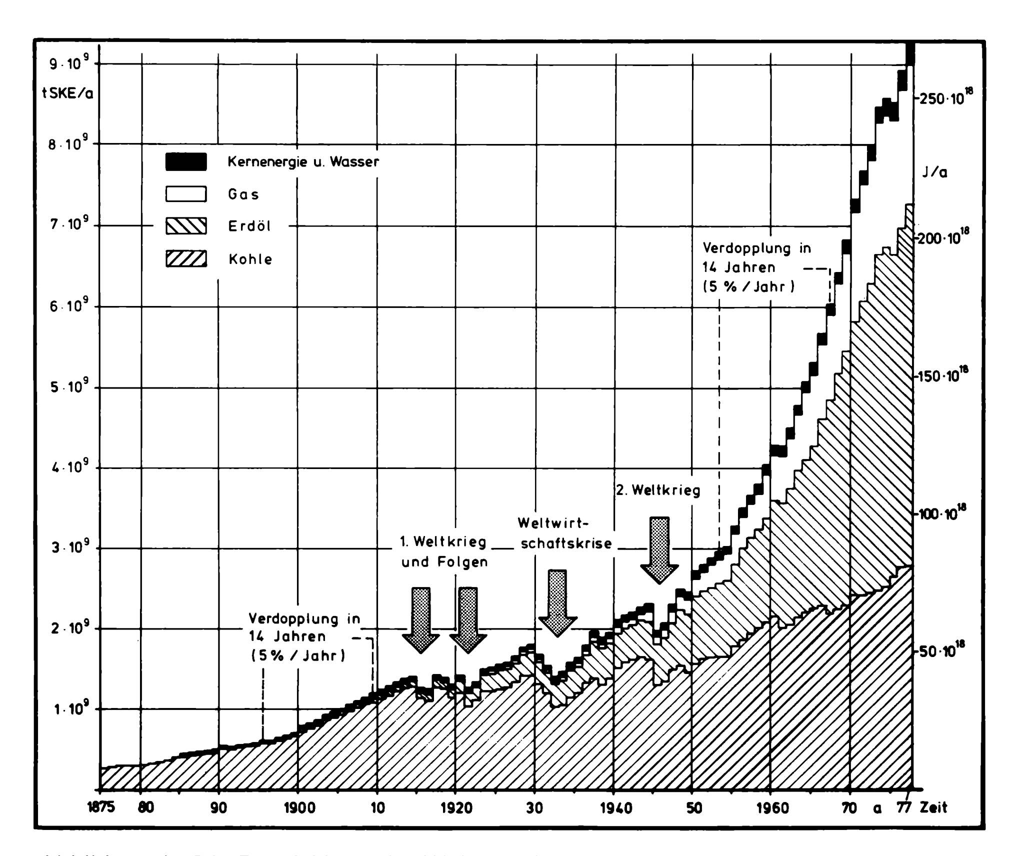


Abbildung 1 Die Entwicklung des Weltenergieverbrauchs nach Energieträgern

ist, zeigt Abbildung 2. Dargestellt ist hier für verschiedene Länder der Erde der Energieverbrauch pro Kopf in Abhängigkeit vom Bruttosozialprodukt pro Kopf. Dieses Bild weist aus, daß eine große Zahl von Ländern mit einem Pro-Kopf-Verbrauch kleiner als 2 t SKE/a auskommt und daß die Zahl der Länder mit einem Pro-Kopf-Verbrauch von mehr als 5 t SKE/a relativ klein ist. Zur Verdeutlichung dieser gewaltigen Unterschiede sind in Abbildung 3 noch einmal einige Zahlenwerte über den Pro-Kopf-Verbrauch einiger Länder zusammengestellt.

Der Pro-Kopf-Verbrauch der Amerikaner ist etwa 50 mal so groß wie der in Indien und mehr als doppelt so groß wie bei uns. Die Vereinigten Staaten tragen also etwa zu einem Drittel zum gesamten Weltenergiebedarf bei, obwohl sie nur einen Anteil von 6% an der Weltbevölkerung haben. Vergegenwärtigt man sich, daß der überwiegende Teil der Weltbevölkerung in den sogenannten Entwicklungsländern mit zum Teil sehr hohen Geburtenüberschüssen lebt, so vermitteln diese Zahlen ein Gefühl dafür, welche potentiellen Steigerungen im Weltenergieverbrauch noch möglich und zu erwarten sind, allein um den Nachholbedarf dieser Länder zu decken.

Wie aber ist die Situation in den Industrieländern, speziell in der Bundesrepublik Deutschland, zu beurteilen?

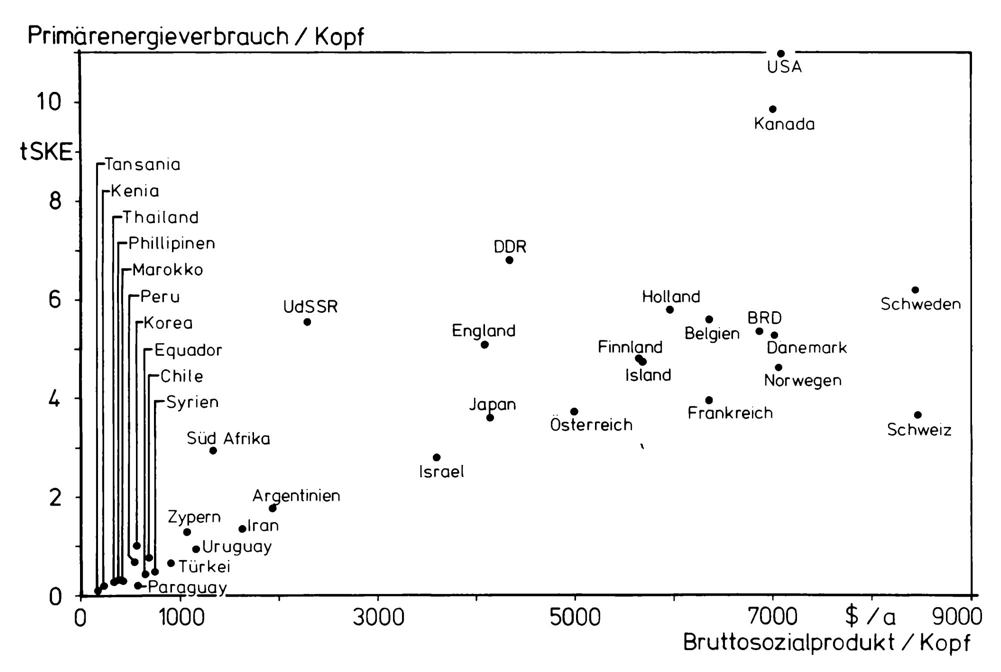


Abbildung 2 Die Abhängigkeit des Primärenergieverbrauchs vom Bruttosozialprodukt 1975

Region	Primärenergieverbrauch in t SKE / Kopf × a
Weltdurchschnitt	2,03
Industrieländer	6,2
USA	11,0
BRD	5,34
Entwicklungsländer	0,29
Indien	0,22
Brasilien	0,67

Abbildung 3 Energieverbrauch pro Kopf in verschiedenen Regionen im Jahre 1975

Ist hier nicht mit einer baldigen Stagnation des Energieverbrauchs zu rechnen?

In Abbildung 4 ist die Entwicklung des Primärenergieverbrauchs der Bundesrepublik Deutschland nach Energieträgern dargestellt. Der Energieverbrauch stieg von 135 Mio. t SKE im Jahre 1950 auf 370 Mio. t SKE im Jahre 1977, dies entspricht einer durchschnitt-

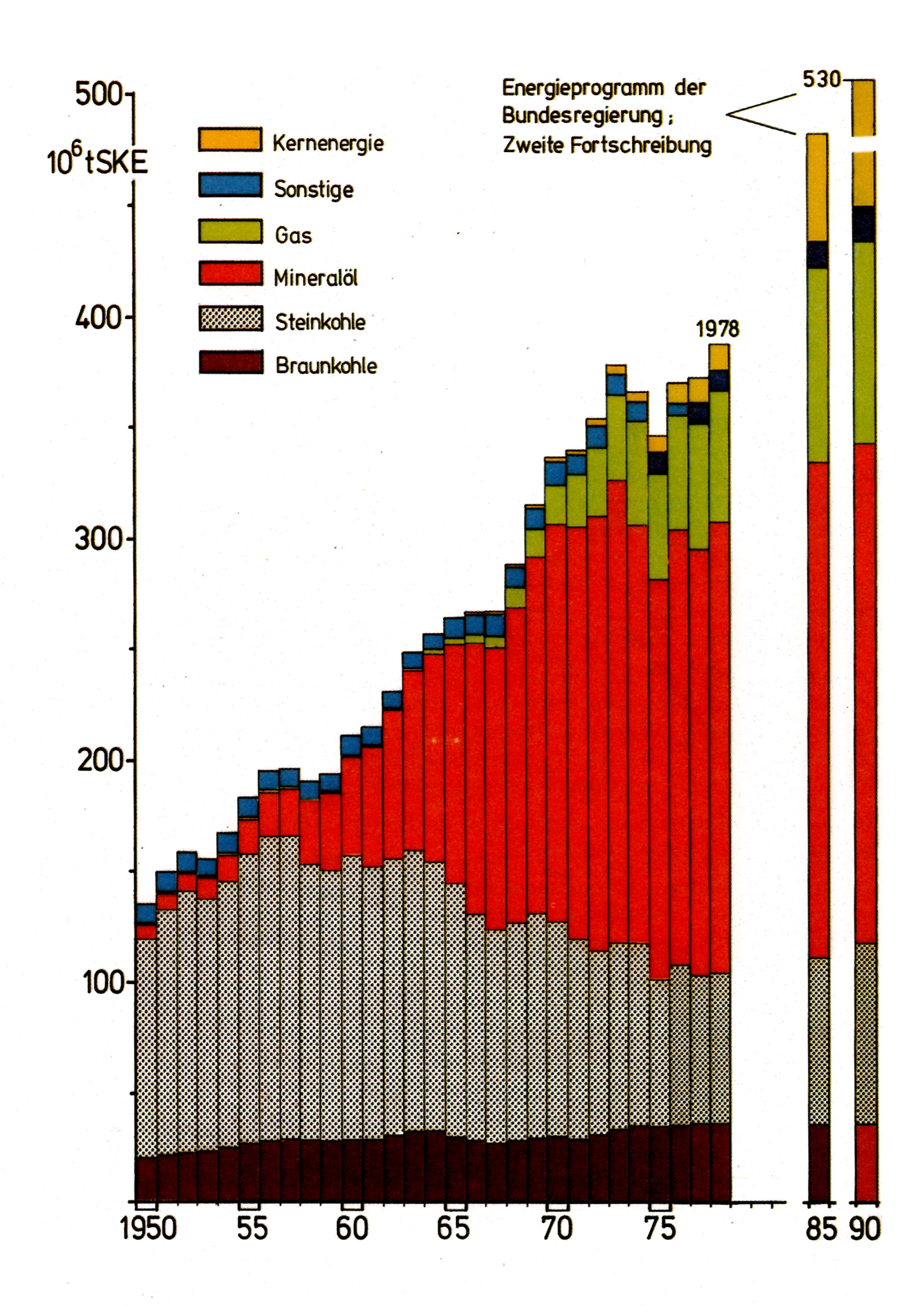


Abbildung 4 Die Entwicklung des Primärenergieverbrauchs in der Bundesrepublik Deutschland bis 1990

lichen jährlichen Steigerungsrate von 3,8%. Bei der zeitlichen Entwicklung des Primärenergieverbrauchs lassen sich dabei drei Phasen unterscheiden:

1950–1957 Deckung des Energiebedarfs überwiegend durch inländische Kohle, da in der Wiederaufbauphase nach dem Kriege primär die heimischen Steinkohlelagerstätten genutzt wurden.

1958–1969 Übergang von festen zu flüssigen Energieträgern, induziert durch das preisgünstigere und zudem nutzungsfreundlichere Mineralöl aus dem Nahen Osten.

seit 1970 Verstärkter Einsatz von Erdgas durch die Erschließung neuer Erdgasfelder in der Nordsee und beginnende Nutzung der Kernenergie.

Über die Verwendung der Energie gibt Abbildung 5 Auskunft. Die derzeitige Abhängigkeit unserer Energieversorgung vom Öl wird deutlich durch den hohen Anteil von 52,9% am Primärenergiebedarf. Die Anteile der Kohle und des Erdgases am Energieverbrauch betragen 29,3 bzw. 14,1%. Nur etwa 29% der Primärenergie gehen in die Elektrizitätserzeugung, wobei der Anteil der Elektrizität am Endenergieverbrauch (dies ist die Energie, die der Letztverbraucher einsetzt) nur etwa 13% beträgt. Diese Zahlen zeigen, daß der Wärmemarkt heute noch wesentlich größer ist als der Elektrizitätsmarkt. Daraus folgt, daß eine langfristige Energieversorgungsalternative nicht nur Elektrizität, sondern vor allem auch Wärme der verschiedenen Temperaturen bereitstellen können muß.

Die größten Energieverbraucher sind die Sektoren Haushalte und Kleinverbraucher sowie die Industrie mit einem Anteil von 45 bzw. 35%. Der Verkehr beansprucht dagegen mit 20% nur einen verhältnismäßig kleinen Anteil am Endenergieverbrauch. Interessant ist vielleicht noch die Tatsache, daß etwa 11% des Erdöls für nichtenergetische Zwecke, d.h. als Rohstoff überwiegend in der Chemie verbraucht wird.

Soviel zur Beschreibung der Ist-Situation des Energieverbrauchs und seiner Struktur in der Bundesrepublik Deutschland.

Es soll nun, ähnlich wie bei der Abschätzung des Entwicklungspotentials des Weltenergieverbrauchs, durch eine Querschnittsbetrachtung der Frage nach dem Potential und der Notwendigkeit einer Steigerung des Energiebedarfs der Bundesrepublik Deutschland nachgegangen werden.

Die Zusammenstellung der Pro-Kopf-Verbräuche an Energie (Abbildung 3) für verschiedene Länder zeigt deutlich, daß hier nicht nur erhebliche Unterschiede zwischen den entwikkelten und den unterentwickelten Ländern bestehen, sondern daß auch zwischen den Industrieländern Unterschiede von mehr als 100% bestehen.

Ähnlich große Unterschiede stellt man fest, wenn man den Energieverbrauch von privaten Haushalten verschiedener Einkommensklassen in der Bundesrepublik Deutschland untersucht. In Abbildung 6 ist dies dargestellt. Die fast lineare Zunahme der Aufwendungen für Energie und des Energieverbrauchs mit steigendem Einkommen deutet darauf hin, daß auch in unserem Land noch ein Potential für Energieverbrauchssteigerungen im privaten Bereich vorhanden ist.

Da die privaten Haushalte über 80% ihrer Energie für die Raumheizung benötigen, liegt dieses Potential vor allem in der mit wachsendem Einkommen zunehmenden Wohnungsgröße, die einen höheren Raumwärmebedarf bedingt. Wirkt also die mit zunehmenden Einkommen zunehmende Wohnungsgröße tendenziell in Richtung auf einen Energiemehrverbrauch, so wird die zukünftige Entwicklung des Energieverbrauchs aber auch noch durch

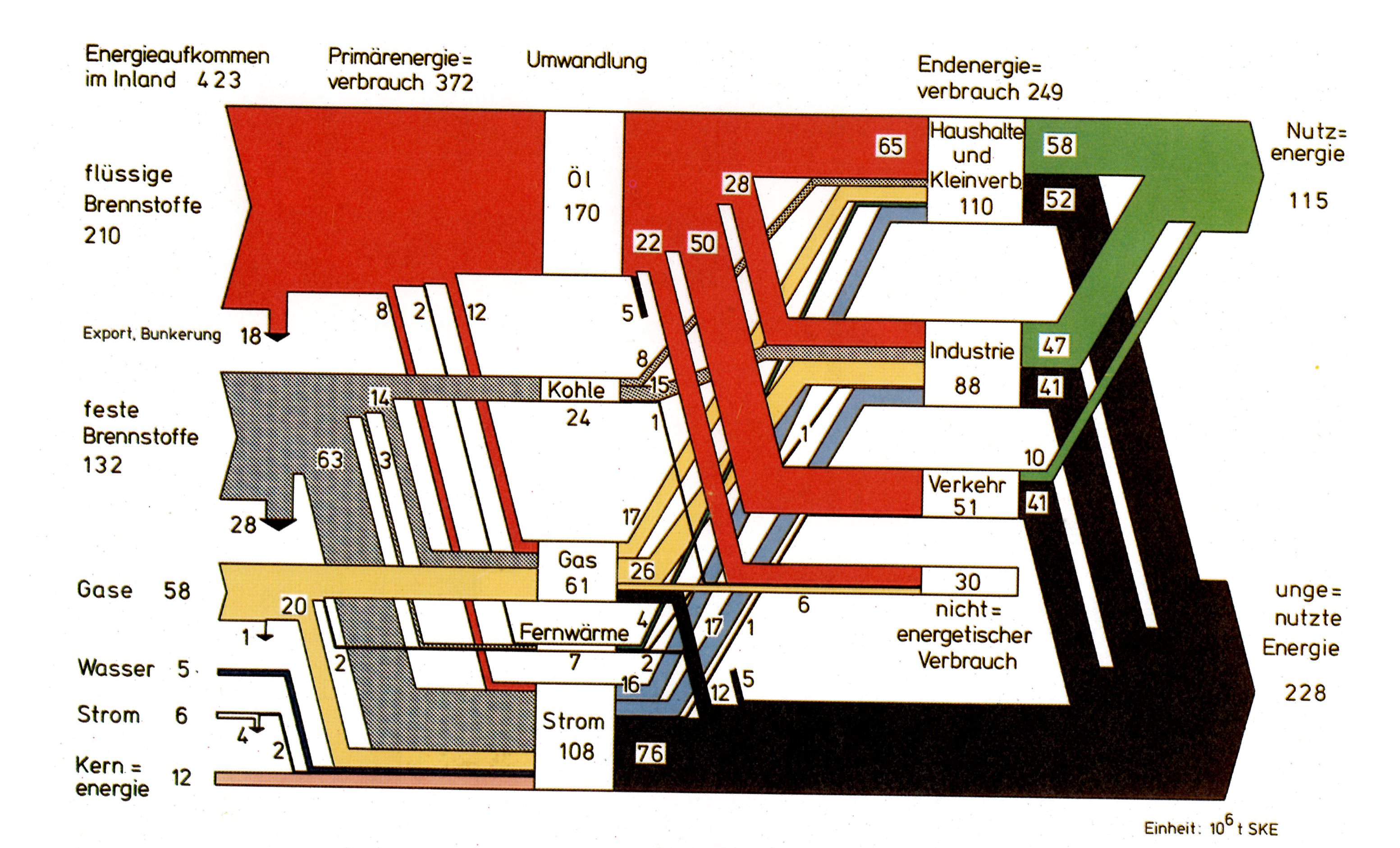


Abbildung 5 Energieflußbild der Bundesrepublik Deutschland für das Jahr 1977

zwei weitere Faktoren mitbestimmt werden: die Bevölkerungsentwicklung und die Einführung von energiesparenden Maßnahmen. Die Wohnbevölkerung hat in unserem Lande seit 1950 von 50 Millionen auf heute 61,5 Millionen zugenommen. In den letzten Jahren war aber bereits ein leichter Rückgang der Bevölkerungszahl zu verzeichnen, und es wird angenommen, daß sich diese Entwicklung auch in der Zukunft fortsetzt, so daß im Jahre 2000 die Bevölkerungszahl auf etwa 56 Millionen zurückgegangen sein wird. Die Bevölkerungsentwicklung wird also in Zukunft nicht mehr zu einer Bedarfssteigerung im Energieverbrauch des privaten Bereichs beitragen. Tendenziell in Richtung auf eine Reduzierung des Energieverbrauchs wirken auch Energiesparmaßnahmen. Im privaten Bereich, wo der überwiegende Teil der Energie zur Raumheizung gebraucht wird, ist die bessere Isolierung der Gebäude die wichtigste Maßnahme zur Reduzierung des Wärmebedarfs. Die am 1. November 1977 in Kraft getretene neue Wärmedämmvorschrift für Neubauten führt zu einer Reduzierung des Raumheizwärmebedarfs um etwa 40% bei neuerstellten Wohnungen. Dies heißt aber nicht, daß der gesamte Raumwärmebedarf nun um etwa 40% zurückgeht, sondern der Einspareffekt wird nur langsam wirksam werden können, da heute bereits 80% des Gebäudebestandes des Jahres 2000 existieren. Zusammenfassend läßt sich sagen, daß der Energieverbrauch im privaten Bereich in Zukunft zwar noch weiter steigen wird, daß aber die Zuwachsraten abnehmen werden [11].

In dem zweiten großen Energieverbrauchssektor unserer Volkswirtschaft – der Industrie, und hier insbesondere in der energieintensiven Grundstoffindustrie – war eine rationelle Energienutzung schon immer eine ökonomische Notwendigkeit. Obwohl auch hier noch

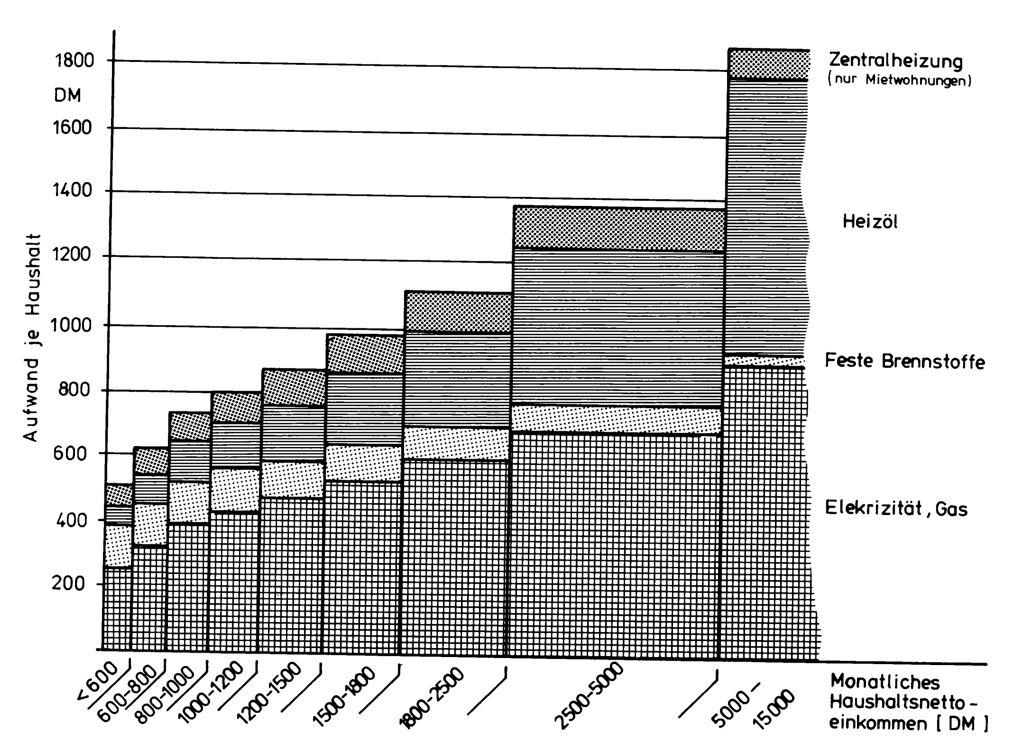


Abbildung 6 Jahresaufwendungen privater Haushalte für Energie (1973)

Verbesserungen möglich sind, wird doch die Entwicklung des industriellen Energieverbrauchs im wesentlichen von der Entwicklung der industriellen Produktion und von Änderungen der Industriestruktur bestimmt werden. Über die wirtschaftliche Entwicklung sind auch die Entwicklung des Energieverbrauchs und die Lösung der Beschäftigungsprobleme miteinander verknüpft.

Im Verkehrssektor wird über 80% der Energie durch den Straßenverkehr, also von Personen- und Lastkraftwagen, verbraucht. Obwohl heute bereits auf je 3,5 Einwohner ein PKW kommt, wird auch in Zukunft mit einem Anwachsen des Fahrzeugbestandes zu rechnen sein. Eine weitere Senkung des spezifischen Kraftstoffverbrauchs sowie eine weiter abnehmende jährliche Fahrleistung pro PKW werden aber auch in Zukunft zu deutlich geringeren Wachstumsraten des Energieverbrauchs im Verkehrssektor führen.

Faßt man das bisher Gesagte noch einmal zusammen, so stellt sich die Situation hinsichtlich des Wachstums des Energiebedarfs wie folgt dar: Weltweit gesehen, aber auch differenziert nach sozialen Gruppen, bestehen heute noch erhebliche Unterschiede im Pro-Kopf-Verbrauch an Energie. Allein deshalb und wegen der zu erwartenden Zunahme der Weltbevölkerung muß auch in Zukunft mit erheblichen Steigerungen des Energieverbrauchs gerechnet werden. Auch in unserem Land wird der Energieverbrauch weiter steigen, doch werden die Wachstumsraten hinter denen der Vergangenheit zurückbleiben. Eine weitere Erhöhung des Energieverbrauchs ist eine der notwendigen Voraussetzungen zur Angleichung des Lebensstandards zwischen den entwickelten und den unterentwickelten Staaten sowie zum Ausgleich sozialer Unterschiede in den meisten Ländern; sie ist damit gleichzeitig ein notwendiger Beitrag zum Abbau des sozialpolitischen Konfliktpotentials.

1.3. Energiereserven

Wenn wir also auch in Zukunft mit einer weiteren Steigerung des Energieverbrauchs zu rechnen haben, so gewinnt die Frage nach den vorhandenen Energievorräten eine besondere Bedeutung. Von dem Primärenergieaufkommen in der Bundesrepublik werden über 60%, überwiegend Erdöl und Erdgas, importiert. Diese Tatsache ist insbesondere auf die geringen heimischen Energiereserven zurückzuführen. Ein Blick auf die Tabelle 1 zeigt, daß diese Reserven zwar noch ca. 100 Jahre den heutigen Primärenergieverbrauch der Bundesrepublik (1977 rund 370 Mio. t SKE/a) decken könnten, aber schon unter Berücksichtigung eines wahrscheinlich höheren durchschnittlichen jährlichen Primärenergieverbrauchs über den Zeitraum von 1977 bis 2000 auf 70 Jahre sinken würde. Weiterhin fällt auf, daß die einheimischen Primärenergievorräte fast ausschließlich auf die Kohle entfallen. Ihre lineare Reichweite beträgt – bezogen auf die derzeitige Stein- und Braunkohlenförderung – 286 bzw. 394 Jahre. Würden aber von den Gesamtvorräten nur die ökonomisch gewinnbaren Vorräte berücksichtigt, so reduzierte sich die lineare Reichweite auf 65 bzw. 80 Jahre.

Tabelle 1 Gesamtvorräte fossiler Energieträger in der Bundesrepublik Deutschland

	[Mio t SKE]
Steinkohle	24000
Braunkohle	15000
Erdöl	172
Erdgas	673
Gesamtvorräte	39845

Von den nuklearen Energieträgern ist zwar Uran vorhanden, aber nur in so geringen Mengen, daß es wahrscheinlich keine Bedeutung für die Energieversorgung der Bundesrepublik haben wird.

Diese Situation der heimischen Energiereserven zeigt, daß auch in Zukunft der überwiegende Anteil der Kohlenwasserstoffe importiert werden muß. Es stellt sich somit die Frage: Welches mengenmäßige Energieangebot wird unter welchen ökonomischen Bedingungen (insbesondere unter Berücksichtigung der Angebotspreise) in Zukunft auf dem Weltenergiemarkt zu erwarten sein? In diesem Zusammenhang sind insbesondere die Weltenergievorräte und ihre zeitlichen Reichweiten von Interesse.

In Abbildung 7 sind die Weltvorräte an fossilen und nuklearen Energiereserven zusammengestellt [10]. Hierbei wurde unterschieden in vermutlich technisch gewinnbare und die nach heutigem Stand ökonomisch gewinnbaren Reserven.

Vermutlich technisch gewinnbare Reserven sind Vorkommen, die unter günstigen Voraussetzungen gefördert werden können. Unter ökonomisch gewinnbaren Reserven ist der Teil der Gesamtreserven zu verstehen, der unter den jeweiligen technischen und derzeit wirt-

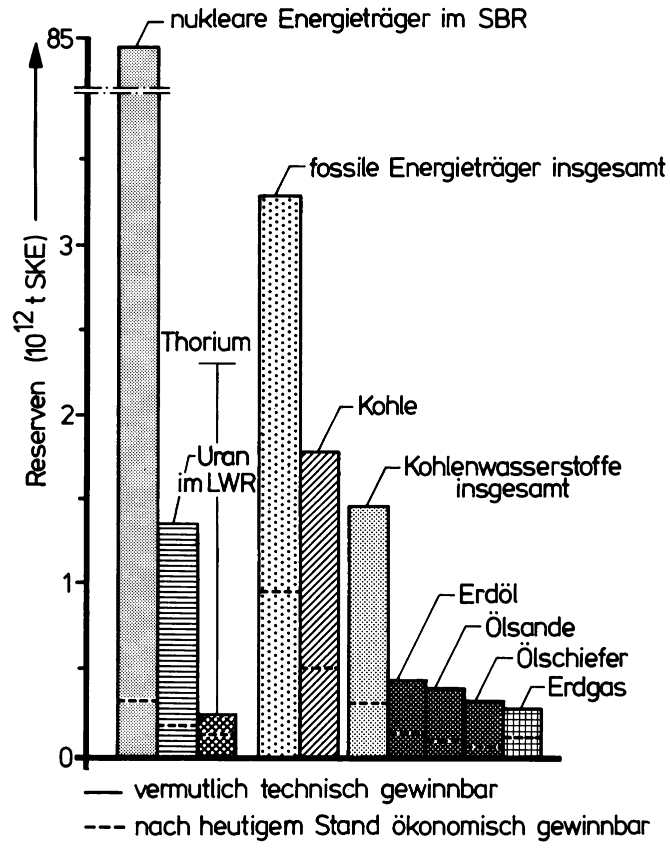


Abbildung 7 Energiereserven der Welt [2]

schaftlichen Bedingungen förderwürdig ist. Langfristige Energieplanungen müssen berücksichtigen, daß mit fortschreitender technologischer Entwicklung und Energiepreissteigerungen Teile von den vermutlich technisch gewinnbaren Reserven in ökonomisch gewinnbare Reserven überführt werden können.

Die vermutlich technisch gewinnbaren Reserven der fossilen Energieträger betragen 3324 Mrd. t SKE und die der nuklearen Energieträger, bei einer ausschließlichen Nutzung im Leichtwasserreaktor, 1695 Mrd. t SKE.

Bei den fossilen Energieträgern fällt der große Kohleanteil auf. Weiterhin wird deutlich, daß die nach dem heutigen Stand ökonomisch gewinnbaren Reserven nur einen geringen Teil der vermutlich technisch gewinnbaren Reserven darstellen. Als zeitliche Reichweiten ergeben sich für die fossilen Energieträger – bezogen auf den gesamten derzeitigen Weltenergieverbrauch von rd. 9,0 Mrd. t SKE – 370 Jahre für die vermutlich technisch gewinnbaren Reserven und 100 Jahre für die nach heutigem Stand ökonomisch gewinnbaren Reserven.

Wird nicht mit einem bleibenden Weltenergiebedarf, sondern mit einer Steigerungsrate von 2,8%/a bis zum Jahre 2025 gerechnet, wobei der Anteil der Kohlenwasserstoffe an der Deckung des Weltenergiebedarfs mit ca. 70% konstant bleiben soll, so reduziert sich die zeitliche Reichweite der vermutlich technisch gewinnbaren Reserven an Kohlenwasserstoffen auf 120 Jahre und der ökonomisch gewinnbaren Reserven auf 30 Jahre. Dies bedeutet, daß die Kohlenwasserstoffe aufgrund ihrer Nutzung als Energieträger in einem Zeitraum versiegen werden, wo sie als Rohstoffträger dringend benötigt werden.

Wird als Modellfall angenommen, daß der derzeitige Weltenergieverbrauch ausschließlich durch Kernenergie gedeckt wird, so würden die vermutlich technisch gewinnbaren Reserven an Uran und Thorium ca. 200 Jahre und die nach heutigem Stand ökonomisch gewinnbaren Reserven ca. 30 Jahre reichen. Werden statt der z.Z. im Betrieb befindlichen Leichtwasserreaktoren aber fortschrittliche Reaktortypen eingesetzt, so verlängert sich die zeitliche Reichweite z. B. bei Einführung von Brutreaktoren sogar auf das 50fache. Trotz dieser langen Reichweiten sei darauf hingewiesen, daß nach Uran noch nicht so intensiv exploriert worden ist wie bei den fossilen Energieträgern, so daß wahrscheinlich noch weitere Funde zu erwarten sind.

Was läßt sich aus der dargestellten Mengensituation für die Energieimporte ableiten?

Die derzeit ökonomisch gewinnbaren Erdöl- und Erdgasreserven werden wahrscheinlich gegen Ende dieses Jahrhunderts Erschöpfungstendenzen zeigen. Ökonomisch bedeutet dies, daß aufgrund dieser Verknappung und der zunehmenden Förderung technisch schwieriger gewinnbarer Reserven der Erdöl- und Erdgaspreis noch vor der Jahrhundertwende weiter ansteigen wird. Beim Erdöl ist noch zu berücksichtigen, daß durch politische Preisfestsetzungen seitens der OPEC zusätzliche Preissteigerungen oder auch Mengenrestriktionen möglich sind. In der Bundesrepublik Deutschland kommt für das Erdgas erschwerend hinzu, daß die heimische Erdgasförderung ihr jetzt erreichtes Plateau von 20 Mrd. m^3 nur noch bis ca. 1990 halten kann und daß einige wichtige Erdgasimportverträge (z. B. mit den Niederlanden) auslaufen und voraussichtlich nicht von den derzeitigen Erdgas-Exportländern verlängert werden. Dies bedeutet, daß aus weit entlegenen Gebieten (z. B. aus der UdSSR oder dem Iran) das Erdgas beschafft werden muß und die hieraus resultierenden hohen Transportkosten zu einem Ansteigen der Erdgaspreise führen werden.

Diese Überlegungen zeigen, daß aufgrund geologischer Gegebenheiten zwar keine akuten, aber mittel- und langfristige Versorgungsprobleme bei den fossilen Energieträgern zu befürchten sind. Keine akuten Versorgungsengpässe sind nur dann möglich, wenn die Ener-

gienachfrage jederzeit durch das Energieangebot gedeckt werden kann. Neuere Untersuchungen [12] zeigen aber, daß ab 1985 von dieser notwendigen Voraussetzung nicht unbedingt ausgegangen werden kann, da die OPEC-Länder ihre Förderkapazitäten wahrscheinlich nicht in dem Maße ausbauen werden, wie dies zur Deckung der zukünftigen Energienachfrage notwendig wäre. Dies bedeutet, daß schon vor Erreichen geologisch bedingter Verknappungen mit Versorgungsengpässen gerechnet werden kann.

Die Reichweite der Uranreserven verdeutlicht, daß mit der Nutzbarmachung der Kernenergie eine praktisch unbegrenzte Versorgung mit Energie möglich ist, wenn Technologien entwickelt und eingesetzt werden, die das Uran und Thorium weitestgehend ausnutzen.

Außer mit der Kernenergie und im begrenzten Umfang auch mit der Kohle sind aber heute noch weitere Optionen erkennbar, die eine langfristig ausreichende Energieversorgung sicherstellen können. Es sind die Sonnenenergie und die Kernfusion.

1.4. Kernenergie und ihre Alternativen

Im folgenden sollen nun die vier eben erwähnten Optionen für eine langfristige, brennstoffseitig praktisch nicht limitierte Energieversorgung näher untersucht werden.

Zu diesem Zweck wird für jede Option eine Nutzung in großem Umfang unterstellt, denn nur dadurch werden die Nebenwirkungen deutlich, die für eine Beurteilung ausschlaggebend sein können.

Jede der hier betrachteten Optionen (oder geeignete Kombinationen von ihnen) hat zur Folge, daß sich das Energieversorgungsproblem auf lange Sicht von einem Verfügbarkeits- in ein Handhabungsproblem wandelt. Dies heißt aber nicht, daß auch kurz- bzw. mittelfristig alle Versorgungsschwierigkeiten gelöst wären. Auf die Probleme des Übergangs von unserer heutigen, überwiegend auf fossiler Basis aufbauenden Energieversorgung zu einer langfristig wünschenswerten Versorgungskonzeption wird deshalb später noch einzugehen sein.

Die Charakterisierung und Beschreibung der einzelnen Alternativen richtet sich an den folgenden vier Kriterien aus:

- ihrem Energiepotential,
- ihrem Entwicklungsstand,
- ihren Kosten und
- ihren Nebenwirkungen.

Bei der Beschreibung des Entwicklungsstandes wird dabei von einer erweiterten Einteilung ausgegangen, die von Häfele [3] benutzt wurde. Danach müssen von großen technischen Entwicklungen vier Schwellen überwunden werden.

1. die Schwelle der physikalisch-wissenschaftlichen Durchführbarkeit,
2. die Schwelle der technisch-industriellen Durchführbarkeit,
3. die Schwelle der wirtschaftlich-kommerziellen Durchführbarkeit,
4. die Schwelle der öffentlich-gesellschaftlichen Akzeptierung.

1.4.1. Kohle

Über die Vorräte an Stein- und Braunkohle ist zuvor schon etwas gesagt worden. Von der Reservesituation würde, wie schon erwähnt, bei Anlegung eines strengen Maßstabes die Kohle nur bedingt eine langfristige Versorgung sicherstellen können. Da aber gerade die Stein- und Braunkohlevorräte in der Bundesrepublik Deutschland beträchtlich sind – sie könnten den derzeitigen Primärenergieverbrauch von 370 Mio. t SKE für nahezu 105 Jahre decken –, müssen sie hier in die Betrachtungen eingeschlossen werden. Trotz dieser günstigen Reservesituation ist die Förderung der Steinkohle in unserem Land in den letzten Jahrzehnten ständig rückläufig gewesen. Sie sank von 149,4 Mio. t im Jahre 1957 auf 85,0 Mio. t im Jahre 1977. Dies hat im wesentlichen zwei Gründe: Einmal sind die Förderbedingungen der Steinkohle in der Bundesrepublik sehr schwierig (Untertagebau), so daß trotz eines erheblichen technischen Fortschritts – sichtbar an der Steigerung der Förderleistung je Mann und Schicht um 250% seit 1957 – die Steinkohle bis zum Herbst 1973 bei uns zum teuersten Energieträger geworden war. Die Steigerung der Ölpreise hat die Wettbewerbsfähigkeit der Kohle zwar verbessern können, konnte aber die Kostendifferenz noch nicht vollständig beseitigen. Der zweite Grund ist die gegenüber den flüssigen und gasförmigen Energieträgern und besonders gegenüber dem Strom unbequeme Handhabung der Kohle für den Verbraucher. Läßt sich dieser Nachteil durch die heute stark in den Vordergrund getretene Umwandlung der Kohle in gasförmige und flüssige Sekundärenergieträger ausgleichen – wobei einer Kombination von Kohle und Kernenergie aus Kostengründen eine wichtige Funktion zukommt –, so werden die schlechten Förderbedingungen weiterhin bestehen bleiben.

Um die Wettbewerbsfähigkeit der Kohle – auch unter dem Gesichtspunkt der Verringerung der Versorgungsrisiken durch einen angemessenen Anteil inländischer Energieträger – dennoch zu erhalten, sind vom Staat eine Reihe von Maßnahmen (Kokskohlenbeihilfe, Verstromungsgesetze, Heizölbesteuerung, usw.) ergriffen worden, die eine Stabilisierung der Kohleproduktion zum Ziel haben. Dies kommt auch in der angestrebten Förderkapazität von 94 Mio. Jahrestonnen im Jahre 1985 zum Ausdruck, die in der zweiten Fortschreibung des Energieprogramms der Bundesregierung ausgewiesen ist. Inwieweit eine erhebliche Steigerung der Steinkohlenförderung über diese angestrebte Menge hinaus überhaupt möglich ist, ist im wesentlichen ein Problem der Verfügbarkeit des notwendigen Kapitals und der zusätzlichen Arbeitskräfte.

Die Situation der Braunkohle stellt sich etwas anders dar. Sie hat durch Produktionssteigerungen in den letzten Jahren ihren Anteil an der Primärenergieversorgung von 8,7% halten können. Braunkohle wird heute zum überwiegenden Teil zur Stromerzeugung eingesetzt, und zwar in Kraftwerken, die aus Transportkostengründen unmittelbar in der Umgebung der Abbaugebiete stehen. Die Braunkohle wird auch zukünftig einen wesentlichen Beitrag zur Elektrizitätsversorgung leisten, darüber hinaus wird sie im Verbund mit der Kernenergie zur Erzeugung synthetischen Erdgases eingesetzt werden können.

Als die im Rahmen dieser Betrachtung wichtigsten Nebeneffekte einer großtechnischen Nutzung der Kohle sind die ökologischen Beeinflussungen zu nennen. Dabei muß man generell zwischen den Umweltbelastungen unterscheiden, die durch technische Maßnahmen reduzier- oder sogar vermeidbar sind, und denen, die prinzipiell nicht umgangen werden können. Zu den letzteren gehört das bei einer Verbrennung fossiler Energieträger notwendigerweise anfallende CO_2 (Kohlendioxid). Auf die mit technischem Aufwand vermeidbaren Belastungen, wie z. B. die SO_2, NO_x- und Staubemissionen soll hier nicht eingegangen werden, da sie mit einem entsprechenden Kosten- und Energieaufwand auf ein tolerierbares Maß reduziert werden können.

Mit der zunehmenden Emission von CO_2 aus fossilen Energiewandlungsverfahren ist die Gefahr globaler Klimaveränderungen verbunden. Diese hat ihre Erklärung in dem sogenannten Treibhauseffekt aufgrund einer höheren CO_2-Konzentration in der Atmosphäre, der zu einer Temperaturerhöhung führt. In den letzten Jahren sind eine Vielzahl von wissenschaftlichen Untersuchungen zum CO_2-Problem gemacht worden [4, 5, 13, 14]. Endgültige Klarheit gibt es noch nicht. Nach dem derzeitigen Stand des Wissens muß man jedoch annehmen, daß eine Verdopplung der CO_2-Konzentration in der Atmosphäre zu einer Temperaturerhöhung von 2 °C in den Tropen und 10 °C an den Polen führen könnte. Es ist nicht auszuschließen, daß eine derartige klimatische Änderung schwerwiegende Folgen z. B für die Landwirtschaft mit sich brächte. In den letzten zehn Jahren hat der CO_2-Gehalt der Atmosphäre um etwa 3% zugenommen. Das CO_2-Problem und die damit verbundenen klimatischen Risiken stellen also möglicherweise einen limitierenden Faktor für die Nutzung der Kohle im großen Maßstab dar.

Die Kohle ist somit weniger eine Alternative zur Kernenergie, als ein kurz- und mittelfristig wertvoller Partner der Kernenergie zur Verringerung unserer Abhängigkeit vom Erdöl. Hierbei kommt den Techniken der nuklearen Kohlevergasung und Kohleverflüssigung eine besondere Bedeutung zu.

1.4.2. Sonnenenergie

Die Sonne stellt mit einer auf die Erde eingestrahlten Leistung von 178 Mrd. MW[1]) die größte kontinuierliche Energiequelle des Menschen dar, die allein erst das Leben auf diesem Planeten ermöglicht. Um eine Vorstellung von dieser Energiemenge zu bekommen, sei erwähnt, daß dies über 20000 mal so viel ist wie der heutige jährliche Weltenergieverbrauch. Selbst nach erheblichen Verlusten in der Atmosphäre erreicht den Boden der Bundesrepublik Deutschland noch ein Energiestrom, der den gesamten Primärenergiebedarf der Bundesrepublik um das 80fache übersteigt.

Diese Zahlen sind sehr verlockend, gerade unter dem Aspekt, daß die Sonnenenergie neben der Geothermie, welche für die Bundesrepublik Deutschland nur eine regional eng begrenzte Bedeutung haben wird, zu den regenerativen, d. h. sich erneuernden Enegieströmen zählt. Wenden wir uns aber nun nach dieser globalen Betrachtung einer detaillierten Untersuchung zu.

Die solare Strahlung kann auf der Erde entweder direkt oder indirekt nach Zwischenschaltung eines natürlichen Energiewandlungsprozesses genutzt werden (vgl. Kap. 15) und wäre grundsätzlich in der Lage, alle Formen der heute benötigten Sekundärenergieträger für die Energieversorgung bereitzustellen. Für die Bundesrepublik Deutschland scheiden aber schon aus regionalen Besonderheiten einige Energiewandlungssysteme aus. Hierbei handelt es sich um die Gletschereiskraftwerke, Meeresströmungskraftwerke und Meereswärmekraftwerke, da diese aus klimatologischen Gründen nicht einsetzbar sind. Prinzipiell wäre der Einsatz von Meereswellenkraftwerken möglich, sie könnten aber auf der gesamten Küstenlänge unseres Landes nur eine theoretische Leistung von 3600 MW_e[2]) – d. h. nur 5% unserer derzeit installierten Kraftwerksleistung – bereitstellen.

Darüber hinaus ergäben sich schwer lösbare Energiespeicherungs- und Transportprobleme. Einen ähnlichen Sachverhalt findet man bei der Nutzung der Bioproduktion, sei es über

[1]) MW=1000 kW

[2]) MW_e=Elektrische Leistung in MW

Verbrennungsprozesse oder über Umwandlungsprozesse zur Erzeugung von Biogasen. In industrialisierten Ländern wird der Einsatz dieser Umwandlungssysteme nur dort sinnvoll sein, wo er zur wirtschaftlicheren Müll- und Abfallbeseitigung beiträgt.

Etwas günstiger wird der Einsatz der Windenergie zu beurteilen sein, da diese regional einen Beitrag in Gebieten mit relativ hohen Windgeschwindigkeiten – wie z.B. in den Küstenländern – leisten kann.

Ein Blick auf die Entwicklung der Wasserkraftnutzung zeigt, daß das technisch-ökonomische Laufwasserpotential schon fast zu 100% ausgeschöpft ist und die Errichtung von Pumpspeicherkraftwerken nur noch in engen Grenzen zur Spitzenstromabdeckung möglich sein wird.

Optimistischer kann das Zukunftsbild für die Wärmepumpe beurteilt werden. Der überwiegende Teil der Sonnenenergie wird in Form von Wärme in der Atmosphäre sowie im Wasser und im Boden der Erdoberfläche gespeichert. Dies geschieht auf einem Temperaturniveau, das für die Energienachfrage nicht nutzbar ist. Hier können Wärmepumpen Abhilfe schaffen, indem sie mit hochwertiger mechanischer oder thermischer Energie das Temperaturniveau anheben und somit für Heizungs- und Warmwasserbereitungszwecke nutzbar machen (Abbildung 8). Weitere Untersuchungen werden aber noch zeigen müssen, inwieweit diese Technologie technisch-ökonomisch im großen Maßstab einsetzbar sein wird.

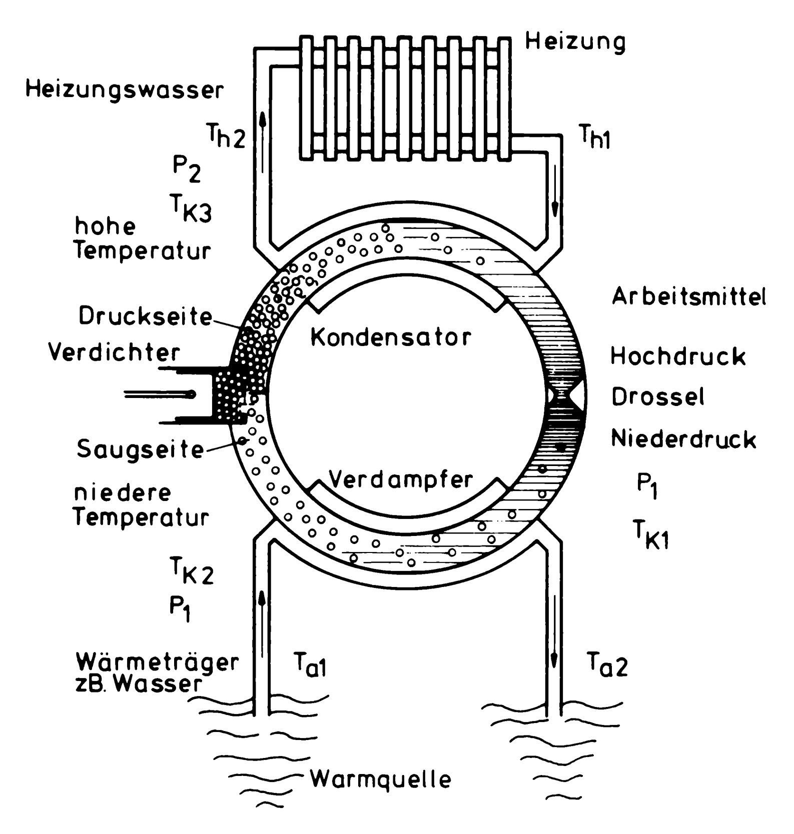


Abbildung 8 Prinzipskizze einer Wärmepumpe

Von den indirekten Nutzungsmöglichkeiten der Sonnenenergie sind also nur die Windenergiekonverter und Wärmepumpen von Bedeutung. Direkt nutzbar erscheint die Sonnenenergie zur Zeit nur mit Hilfe der thermischen Kollektoren. Die Fotolyseeinrichtungen befinden sich derzeit noch im Forschungsstadium und die Nutzung von Sonnenenergie durch Solarzellen wird wohl in unseren Breitengraden an der geringen Sonnen-Energiedichte scheitern. Die Sonnen-Energiedichte, d.h. die pro Flächeneinheit auf die Oberfläche der Erde auftreffende Energie beträgt, gemittelt über das Jahr und die geographischen Breiten, nur 160 W/m^2 [6]. In einem modernen 1000-MW-Kraftwerk mit einem Platzbedarf von 250 m · 250 m beträgt die je Quadratmeter umgesetzte Energie etwa 40000 W/m^2, also etwa das 250fache. Hiermit ist aber auch schon ein Problem der solaren Option genannt, das des großen Flächenbedarfs. Dieser beträgt für ein 1000-MW_e-Kraftwerk, das auf der geographischen Breite von Bochum installiert wäre, etwa 100 km^2. Hierbei wurde von einer durchschnittlichen Energiedichte von 100 W/m^2 (Entsprechend dem geographischen Standort Bochums) und einem Systemwirkungsgrad von 10% ausgegangen.

Diesen Sachverhalt erläutert die Abbildung 9. Es wird deutlich, welche Flächen in der Bundesrepublik mit solarelektrischen Kollektoren belegt werden müßten, um den Strombedarf im Jahre 2000 decken zu können (z.B. die Fläche von Schleswig-Holstein bei einem Umwandlungswirkungsgrad von 6%). Es ist fraglich, ob so große zusammenhängende Flächen in Deutschland zur Verfügung gestellt werden können [9].

Ein anderes für die Nutzung der Solarenergie typisches Problem resultiert aus den jahres- und tageszeitlichen Schwankungen des Sonnenenergieangebots. Aus diesem Grunde ist die Verwendung der Sonnenenergie eng mit praktikablen und wirtschaftlichen Lösungen des Energiespeicherproblems verknüpft.

Aus der Vielzahl von technischen Konzepten zur Nutzung der Sonnenenergie, die in jüngster Zeit vorgeschlagen wurden, sollen hier nur zwei erläutert werden, die aber dennoch das Spektrum der Umwandlungsmöglichkeiten gut abdecken. Der zur Zeit wichtigste, weil am ehesten realisierbare Einsatzbereich ist der zur Raumheizung und Warmwasserbereitung. Diese dezentrale Form der Sonnenenergienutzung bedient sich der Dachfläche eines Hauses, um die Sonnenenergie einzufangen. In Abbildung 10 ist der prinzipielle Aufbau eines derartigen Sonnenhauses dargestellt. Das auf die Dachfläche auftreffende sichtbare Licht wird über stark wärmeabsorbierende Schichten in Wärme umgewandelt, die von einem Wärmeübertragungssystem in einen Wärmespeicher transportiert wird. Aus diesem Wärmespeicher werden die normalen Heizkörper des Hauses mit Energie versorgt. Zur Überbrückung von Zeiten geringer Sonneneinstrahlung ist eine konventionell betriebene Hilfsheizung installiert.

Eine Reihe von Experimentier- und Prototyphäusern ist bereits in Betrieb. Die Konzepte der Nutzung von Sonnenenergie zur Raumheizung haben teilweise die Schwelle der technisch-industriellen Durchführbarkeit bereits überwunden. Ob ihnen auch der wirtschaftliche Durchbruch gelingt, hängt zum einen von ihrer eigenen Kostenentwicklung und der der konkurrierenden Energieträger ab, und zum anderen hat darauf der geographische Einsatzort einen großen Einfluß. Die Aussichten für die Bundesrepublik können noch nicht endgültig beurteilt werden, sie scheinen aber wegen der Unregelmäßigkeit der Sonneneinstrahlung und der großen Zahl von mehrgeschossigen Bauten nicht gerade günstig zu sein.

Noch ein gutes Stück entfernt von der Schwelle der technisch-industriellen Durchführbarkeit sind die Konzepte zur zentralen Umwandlung von Sonnenenergie für die Bereitstellung

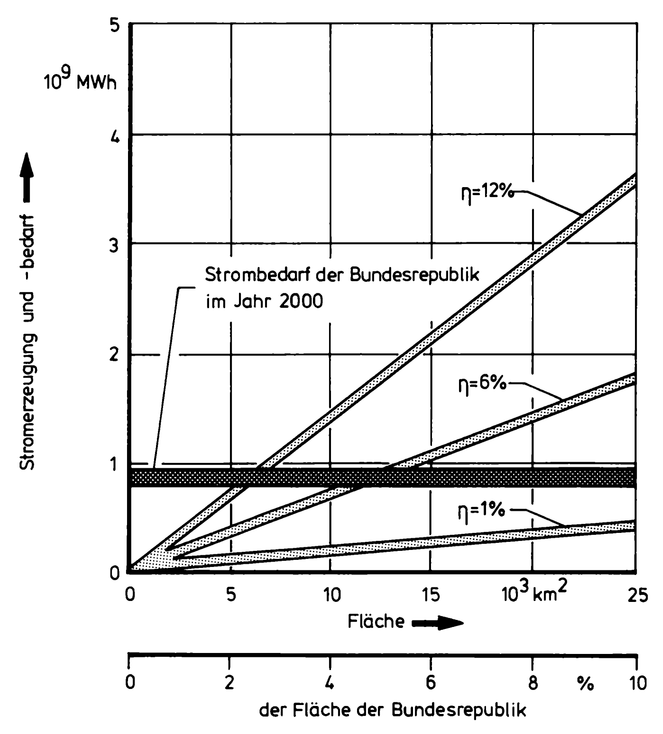


Abbildung 9 Flächenbedarf für solarelektrische Stromerzeugung in der Bundesrepublik Deutschland in Abhängigkeit vom Wirkungsgrad η

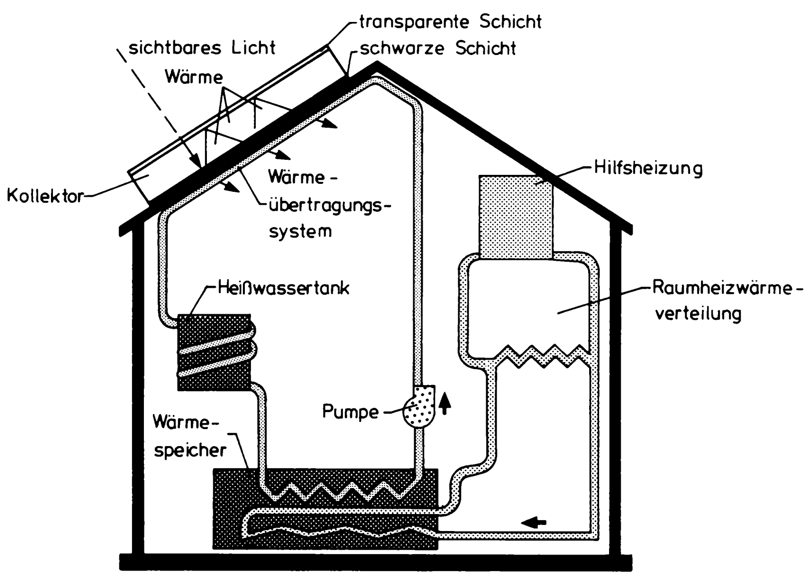


Abbildung 10 Nutzung der Sonnenenergie für die Raumheizung (Prinzipskizze)

sehr großer Leistungen. Als Beispiel dafür sei hier die Umwandlung der Sonnenenergie in elektrische Energie mit Hilfe der Solarzelle genannt. Die Solarzelle hat ihre Funktionsfähigkeit und Zuverlässigkeit seit Jahren bei der Energieversorgung von Raumflugkörpern bewiesen. Allerdings waren die dort benötigten Leistungseinheiten nicht mit denen, die hier zur Diskussion stehen, vergleichbar. Der Wirkungsgrad der Solarzelle beträgt zwar z.Z. nur etwa 10%, theoretisch möglich ist jedoch eine Erhöhung auf 20–25%. Die Kosten allein für die Solarzellen liegen heute aber noch um mehrere Größenordnungen außerhalb des Rentabilitätsbereichs.

Zu dem Problem der Energiespeicherung tritt bei der zentralen Umwandlung der Sonnenenergie zusätzlich noch das Problem des Energietransports über zum Teil große Entfernungen. Im Hinblick darauf ist die zukünftige Entwicklung bei den Sekundärenergieträgern nicht ohne Bedeutung, denn es scheint, daß Wasserstoff als Sekundärenergieträger wegen seiner besseren Transportmöglichkeiten eher zur Sonnenenergie paßt als Elektrizität.

Nun noch einige Anmerkungen über die Umwelteffekte bei der Nutzung der Sonnenenergie. Weit verbreitet ist die Ansicht, daß die Nutzung der Sonnenenergie, weil diese eine natürliche Energiequelle ist, keine Veränderung der Umwelt mit sich bringt. Dies ist nicht ganz richtig. Die Umwelteffekte sind zwar nicht so offenkundig und nur bei einer Nutzung der Sonnenenergie im großen Umfang von Bedeutung. So werden zum Beispiel Tausende von Quadratkilometern Land jeder anderen Nutzung entzogen und obwohl durch die „Aberntung" der Sonnenenergie der globale Energiehaushalt der Erde nicht verändert wird, sind dennoch Auswirkungen auf die regionale atmosphärische Zirkulation und damit Veränderungen des Mikro- und Makroklimas nicht auszuschließen.

1.4.3. Kernenergie

Unter dem Begriff Kernenergie subsummiert man gewöhnlich sowohl die Kernspaltung wie auch die Kernfusion. Auf die erstere soll hier zunächst eingegangen werden.

Wir haben bereits gesehen, daß mit dem Uran praktisch unbegrenzte Reserven für die Kernspaltung zur Verfügung stehen. Dies ist allerdings nur zutreffend, wenn in absehbarer Zeit der Hochtemperaturreaktor (HTR) [15] und der Schnelle Brutreaktor (SBR) [16] eingeführt werden, da die heutigen Leichtwasserreaktoren das Uran nur zu einem geringen Teil ausnutzen können. Der Hochtemperaturreaktor macht außerdem noch die Thoriumvorräte nutzbar, die annähernd 30% größer sind als die Uranvorräte. Die friedliche Nutzung der Kernenergie wird heute in der breiten Öffentlichkeit oft nur in einem direkten Zusammenhang mit der Elektrizitätserzeugung gesehen. In Wirklichkeit ist es jedoch möglich, mit der Kernenergie das gesamte zukünftig interessante Spektrum an Sekundärenergieträgern zu erzeugen.

In Abbildung 11 sind schematisch diese Umwandlungsmöglichkeiten dargestellt. Neben der Erzeugung von Strom ermöglicht die Kernenergie die Erzeugung von Wärme, die als industrielle Prozeßwärme oder zur Raumheizung verwendet werden kann, auf den verschiedenen Temperaturniveaus, die Erzeugung von Wasserstoff (H_2)' aus Wasser oder in Kombination mit fossilen Primärenergieträgern, sowie die Bereitstellung von synthetischem Erdgas (CH_4) durch die nukleare Kohlevergasung oder die Ölspaltung und die Erzeugung höherer Kohlenwasserstoffe (Benzin).

Dem Hochtemperaturreaktor kommt in diesem Zusammenhang – wegen seines Temperaturpotentials von 1000 °C und mehr – eine besondere Bedeutung zu.

Ein Motiv für die Entwicklung der Kernenergie war, wie schon erwähnt, die Möglichkeit, Energie kostengünstig bereitzustellen. Die Vielzahl der in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke sind der augenscheinliche Beweis dafür, daß die Wirtschaftlichkeitsschwelle bereits überwunden ist. Abbildung 12 verdeutlicht dies durch eine Gegenüberstellung der Stromerzeugungskosten verschiedener Kraftwerkstypen.

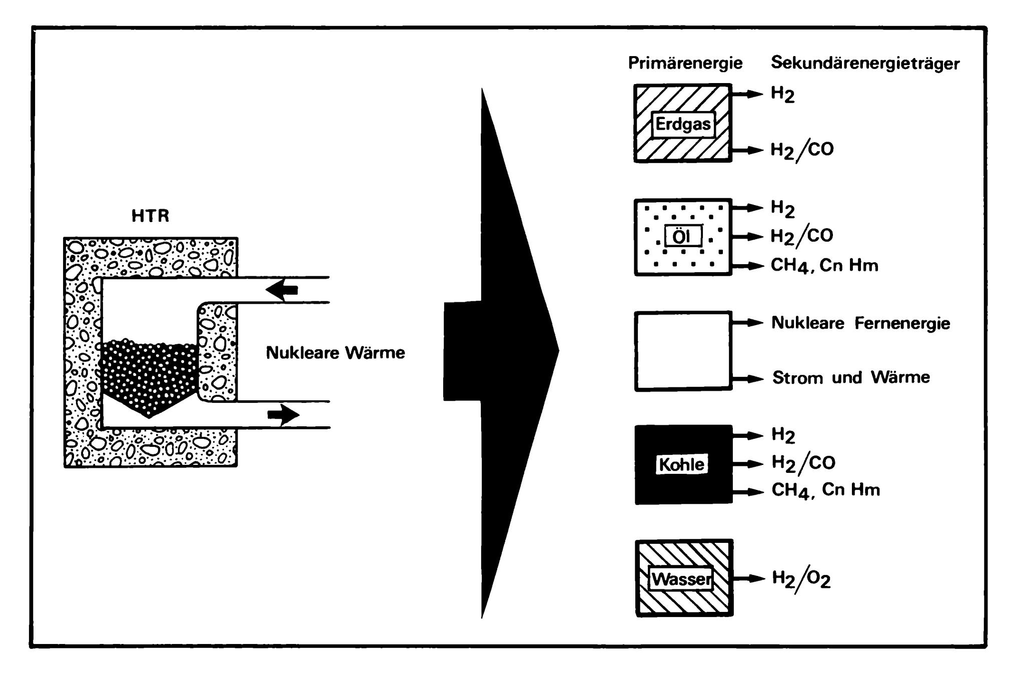


Abbildung 11 Umwandlungsmöglichkeiten von Kernenergie in Sekundärenergie

Im Zusammenhang mit der Wirtschaftlichkeit der Kernenergienutzung ist noch ein Hinweis auf die gegenüber konventionellen Kraftwerken anders geartete Kostenstruktur notwendig. Diese drückt sich in einer geringen Abhängigkeit der Stromerzeugungskosten von einer Steigerung der Brennstoffkosten aus. So erhöhen sich die Stromerzeugungskosten eines Kernkraftwerks bei Verdopplung des Uranpreises nur um etwa 3–10%, während sie bei einem fossilen Kraftwerk bei einer Verdoppelung der Brennstoffpreise um 50–60% ansteigen.

Wenden wir uns nun den Nebeneffekten einer Nutzung der Kernenergie im Großen zu. Da in den nachfolgenden Beiträgen auf den Brennstoffkreislauf, die Strahlenbelastung und die Sicherheit kerntechnischer Anlagen noch detailliert eingegangen wird, soll hier nur die Problemstruktur erläutert werden:

Die wichtigsten und unerwünschten Nebeneffekte einer Nutzung der Kernenergie sind

- die radiologischen Belastungen durch Kernenergieanlagen im Normalbetrieb,
- die potentielle Gefährdung durch Reaktorunfälle und
- die Erzeugung von radioaktiven Abfallprodukten.

Auf das Abwärmeproblem wird hier nicht eingegangen, da es nicht kernenergiespezifisch ist.

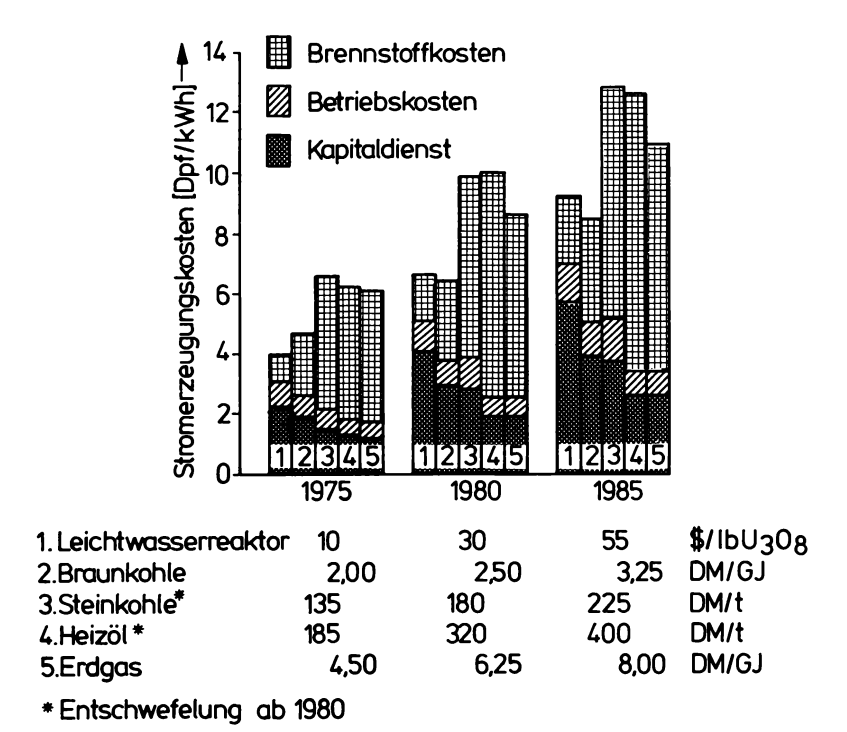


Abbildung 12 Stromerzeugungskosten verschiedener Kraftwerkstypen in der Bundesrepublik Deutschland

Kernkraftwerke und Wiederaufarbeitungsanlagen geben im Normalbetrieb radioaktive Stoffe über den Kamin und mit dem Abwasser an die Umgebung ab, deren Menge durch geeignete Rückhaltemaßnahmen einstellbar ist. Einen Maßstab zur Beurteilung dieser zusätzlichen Strahlenbelastung liefert die Schwankungsbreite der natürlichen, also unumgänglichen Strahlenbelastung. Es ist bekannt, daß die natürliche radioaktive Belastung der Bevölkerung in der Bundesrepublik Deutschland bei etwa 100 mrem/a und die Schwankungsbreite, die im wesentlichen bedingt ist durch geographische und geologische Gegebenheiten, bei etwa 30 mrem/a für größere Bevölkerungsgruppen und 250 mrem/a für einzelne Personen liegt [8]. Demgegenüber liegt die radiologische Belastung durch Kernkraftwerke bei wenigen mrem/a, jedenfalls unter 5 mrem/a. Wenn nun bei dieser Schwankungsbreite der natürlichen Strahlenbelastung keine genetischen und somatischen Schäden feststellbar sind, sollten Zusatzbelastungen im Bereich dieser Schwankungen eigentlich für den einzelnen eine zumutbare und akzeptable Belastung darstellen.

Prinzipiell geht es also bei der Beurteilung von radioaktiven Belastungen um eine Verständigung darüber, was zumutbar und akzeptierbar ist, also um das Setzen von Maßstäben und Normen. Die Festlegung zumutbarer Risiken kann aber nicht allein von naturwissenschaftlichen Ergebnissen getragen werden, sondern hier spielt offensichtlich das Element des Ermessens, das Abwägen von Schaden und Nutzen und die Frage nach den Alternativen eine wichtige Rolle. Man sollte sich dies stärker bewußt machen.

Mit einem ähnlich strukturierten Entscheidungsproblem hat man es im Kern auch bei einem Versuch der Bewertung des Störfall-Risikos von kerntechnischen Anagen zu tun. Im Gegensatz zu den radiologischen Belastungen des Normalbetriebs stehen dabei hypothetische Reaktorunfälle, also potentielle Belastungen, zur Diskussion. Durch technische Vorsorgemaßnahmen – z. B. redundante Auslegung sicherheitstechnisch wichtiger Komponenten – läßt sich die Schadenswahrscheinlichkeit zwar nahezu beliebig klein halten, sie wird jedoch nicht zu Null. Diese von Null verschiedene Schadenswahrscheinlichkeit für Störfälle in kerntechnischen Anlagen wird gewöhnlich mit dem Begriff des Restrisikos bezeichnet. Die wissenschaftliche Ermittlung dieses Restrisikos, oder anders ausgedrückt, der Wahrscheinlichkeit eines Störfalles, kann auch hier nur den einen Teil der für den Bewertungsprozeß notwendigen Informationen liefern. Den anderen erhält man aus einer Betrachtung der natürlicherweise vorhandenen Risiken, wie z. B. natürliche Krankheiten oder Naturkatastrophen und der zivilisatorischen Risiken, die wir freiwillig bewußt oder unbewußt täglich eingehen, z. B. im Straßenverkehr.

In der folgenden Tabelle sind einige dieser Risiken dem Unfallrisiko der Kernenergie gegenübergestellt. Die Angaben gelten für die USA mit einer Bevölkerung von 200 Mio. Menschen unter der Annahme, daß 15 Mio. Menschen innerhalb eines Radius von 15 Meilen von 100 Kernkraftwerksstandorten leben.

Tabelle 2 Zusammenstellung verschiedener Unfallrisiken [7]

Art des Risikos	Tote/a	Schadensrisikowert (Tote je Person und Jahr)
Verkehrsunfälle	55791	$3 \cdot 10^{-4}$
Stürze	17827	$9 \cdot 10^{-5}$
Feuer	7451	$4 \cdot 10^{-5}$
Tornados	91	$4 \cdot 10^{-7}$
Reaktorunfälle	0,04	$2 \cdot 10^{-10}$

Da hier, wie erwähnt, die Erläuterung der Problemstruktur von Nebeneffekten der Kernenergie im Vordergrund steht, braucht auf die Fragen der Lagerung radioaktiver Abfallprodukte in diesem Zusammenhang nicht näher eingegangen werden, da hierbei keine prinzipiell neuen Sachverhalte auftreten. Immerhin soll festgestellt werden, daß hier technische Lösungen gefunden werden müssen, die sicherstellen, daß über Zeiträume, die in der traditionellen Technik bisher nicht zur Diskussion standen, das zumutbare Risiko nicht überschritten wird.

Wir haben versucht, deutlich zu machen, daß die Beurteilung von Belastungen und Risiken nur teilweise auf wissenschaftlichen Fakten aufbauen kann. Ermessensfragen, das Abwägen von Schaden und Nutzen spielen eine wichtige Rolle. Natürlich ist dies nicht nur charakteristisch für die Nebeneffekte einer Energieversorgung mit Kernenergie. Die Beurteilung

der Zumutbarkeit chemischer Belastungen aus der Verbrennung fossiler Energieträger oder klimatischer Änderungen im Zusammenhang mit der Nutzung der Sonnenenergie werfen dieselben Fragen auf.

1.4.4. Kernfusion

Als letzte der hier zur Diskussion stehenden Optionen soll nun noch kurz auf die Kernfusion eingegangen werden. Obwohl in den letzten Jahren einige experimentelle Fortschritte erzielt wurden, hat die Kernfusion die Schwelle der physikalisch-wissenschaftlichen Durchführbarkeit noch nicht überschritten. Zeitangaben über den möglichen Beginn einer großtechnischen Nutzung sind deshalb nur mit großer Unsicherheit zu machen. Genauere Angaben sind hingegen über das Energiepotential der Kernfusion möglich. So ist allein bei der Deuterium-Tritium-Reaktion der nutzbare Energievorrat siebenmal größer als bei der Kernspaltung. Durch die Aktivierung der Strukturmaterialien und durch das Brüten von Tritium treten bei der Kernfusion allerdings Nebeneffekte auf, die mit denen bei der Kernspaltung vergleichbar sind. Eine Quantifizierung dieser Nebeneffekte ist heute noch nicht möglich.

1.5. Versuch einer zusammenfassenden Wertung

Bevor die bisherigen Überlegungen zusammengefaßt und einige Schlußfolgerungen daraus gezogen werden, sollen noch zwei Aspekte erwähnt werden, die bei der Beurteilung unserer Energieversorgungsoptionen nicht vergessen werden dürfen. Der erste betrifft die für die Entwicklung und Einführung neuer Energietechnologien notwendigen Zeiträume. Diese liegen bei den Technologien, die hier zur Diskussion stehen, in der Größenordnung von 30–40 Jahren. Die Kernenergie ist ein Beispiel dafür. Der erste Reaktor, gebaut von Enrico Fermi, wurde 1942 kritisch. Heute, achtunddreißig Jahre später, trägt die Kernenergie erst 2% zur Deckung des Weltenergiebedarfs bei. Wenn man also in diesen Zeiträumen denken muß, so bedeutet dies zweierlei:

1. Die Entwicklung der Energietechnologien für das nächste Jahrhundert muß schon heute in Angriff genommen werden, und
2. die Übergangsphase bis zur Einführung der langfristigen Lösungen gewinnt eine besondere Bedeutung.

Der Zeithorizont dieser Übergangsphase wird aber bestimmt durch die Reichweite der Erdöl- und Erdgasreserven. Energietechnologien, die aufgrund ihres Entwicklungsstandes in der Lage sind, Erdöl und Erdgas schnell und im großen Umfang zu substituieren, erhalten vor diesem Hintergrund ein besonderes Gewicht. Hier schließt dann auch gleich der zweite Aspekt, und zwar der der Rohstoffunktion der fossilen Primärenergieträger an. Es wurde bereits erwähnt, daß heute schon 11% des Erdöl als Rohstoff in der chemischen Industrie verarbeitet werden. Die Bedeutung dieses Industriezweiges hat in den letzten Jahrzehnten enorm zugenommen; Ausdruck dafür ist seine starke Expansion. Es scheint deshalb notwendig, die Rohstoffbasis der chemischen Industrie, gerade auch im Hinblick auf ihre zukünftig noch zunehmende Bedeutung, durch einen verminderten Verbrauch der fossilen Energieträger für energetische Zwecke zu erhalten.

Die vorangegangenen Ausführungen sollten einen Überblick über die langfristigen Optionen der Energieversorgung geben. Dabei standen weniger technisch-wirtschaftliche De-

tails im Vordergrund als das Bemühen um eine Darstellung der übergeordneten Problemzusammenhänge und ihre Einordnung. Damit wurde das Ziel verfolgt, die komplexen Probleme der Energieversorgung im Sinne einer ersten Orientierungs- und Entscheidungshilfe aufzuarbeiten. Eben wegen dieser Komplexität der Energieversorgungsprobleme konnte der Überblick natürlich nicht vollständig sein. Dennoch läßt sich abschließend ein Fazit wie folgt ziehen:

1. Jede Nutzung eines Primärenergieträgers im großen Umfang bringt unerwünschte Nebeneffekte mit sich.
2. Allein die Kohle könnte aufgrund ihrer bereits erprobten Nutzungstechnologien eine Alternative zur Kernenergie sein. Dem entgegen stehen neben wirtschaftlichen Problemen vor allem die ökologischen Belastungen, wobei sich die Freisetzung von CO_2 als ein limitierender Faktor für eine Ausweitung der Kohlenutzung erweisen könnte.
3. Gerade in der Bundesrepublik Deutschland kann die Kohle wegen der günstigen Reservesituation eher ein mittelfristiger Partner als eine Alternative zur Kernenergie sein. Dies wäre eine im Hinblick auf die Versorgungssicherheit energiepolitisch wünschenswerte Entwicklung.
4. Inwieweit Sonnenenergie einen wesentlichen Beitrag zur Energieversorgung leisten kann, hängt von der Kostenentwicklung und der Lösung der Transport- und Speicherprobleme ab. Dies gilt insbesondere für eine Anwendung in der Bundesrepublik Deutschland. Die Umwelteffekte einer Sonnenenergienutzung scheinen weniger schwerwiegend als die der anderen Optionen zu sein, sie sind aber noch nicht vollständig analysiert.
5. Allein die Kernenergie ermöglicht wegen ihres bereits erreichten Entwicklungsstandes eine schnelle und dazu noch wirtschaftlich attraktive Substitution des Erdöls und Erdgases.
6. Die Risiken einer Kernenergienutzung sind durch technische Vorsorgemaßnahmen auf ein akzeptables Niveau reduzierbar. Die Festlegung dieses Niveaus ist letztlich eine politische Aufgabe.
7. Da jede der hier betrachteten langfristigen Energieversorgungsoptionen natürlich auch positive Effekte hat, können auch in einem gewissen Umfang unerwünschte Nebenwirkungen als tragbar angesehen werden. Letztlich entscheidend bei dieser Bewertung alternativer Energieversorgungssysteme ist die Frage, ob der gesellschaftliche Nutzen größer als der Schaden ist.

Literatur

[1] *Grümm, H.:* Energieerzeugung und Umwelt. Atomwirtschaft. Bd. 16. 1971. Nr. 6. S. 278–288

[2] World Energy Supplies, 1971–1975, United Nations, Statistical Papers, Series J, No. 20, 1977

[3] *Häfele, W.:* Die Kernenergie in der technischen Welt der Zukunft, 1. internationale Tagung für Kernenergierecht, Karlsruhe, August 1973

[4] *Niehaus, F., Voss, A.:* Modellsimulation zur Analyse der weltweiten Energieprobleme. Die Kälte. 28. Jahrgang. 1975. Heft 3 und 4

[5] *Niehaus, F.:* Langzeitaspekte der Umweltbelastung durch Energieerzeugung: CO_2 und H^3. Kernforschungsanlage Jülich, Jül-1165, Februar 1975
[6] *Voss, A.:* Ungenutzte umweltfreundliche Energiequellen? Elektrizitätswirtschaft. 73. Jahrgang. 1974. Heft 2
[7] *Rippon, S.:* The Rasmussen study on reactor safety. Nuclear Engineering International. December 1974
[8] *Bonka, H.:* Das natürliche Risiko; Strahlenbelastung in der Bundesrepublik Deutschland. Bild der Wissenschaft. Juni 1975. Heft 6
[9] *Bohn, Th., Oesterwind, D.:* Zukünftige Energiebedarfsdeckung und die Bedeutung der nichtfossilen und nichtnuklearen Primärenergieträger, Teil I, AGF-ASA-Studie, Frankfurt 1976
[10] Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe: Die künftige Entwicklung der Energienachfrage und deren Deckung – Perspektiven bis zum Jahre 2000, Hannover 1976
[11] *Schmitz, K. et al.:* Die Entwicklungsmöglichkeiten der Energiewirtschaft in der Bundesrepublik Deutschland – Untersuchung mit Hilfe eines dynamischen Simulationsmodells. Jül-Spez-1, Kernforschungsanlage Jülich 1977
[12] Energy: Global Prospects 1985–2000. Report of the Workshop on Alternative Energy Strategies (WAES), New York. Mc. Graw-Hill 1977
[13] *Smith, I.:* Carbon dioxide and the "greenhouse effect" – an unresolved problem. Report Number ICTIS/ER 01, IEA Coal Research, London 1978
[14] *Flohn, H.:* Großräumige Beeinflussung des Klimas durch menschlichen Eingriff? In: Energie und Umwelt. Essen, Vulkan Verlag 1977
[15] *Barnert, H., Münch, E., Schulten, R.:* Der Hochtemperaturreaktor.
[16] *Heusener, G.:* Schnelle Brutreaktoren (vgl. Kap. 8)

2. Energieerzeugung durch Kernspaltung

H. Barnert
Institut für Reaktorentwicklung der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

J.Wolters
Institut für Nukleare Sicherheitsforschung der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

2.1. Einleitung

Kernspaltungsenergie wird heute nahezu ausschließlich zur Stromerzeugung eingesetzt. Die Umwandlung der Kernenergie in elektrische Energie erfolgt in Kernkraftwerken, von denen eine Vielzahl unterschiedlicher Typen entwickelt wurde. Das Arbeitsprinzip ist jedoch bei allen gleich: Durch Spaltung schwerer Atomkerne wird Wärme erzeugt, von der ein Teil über einen thermodynamischen Kreisprozeß zunächst in mechanische und dann in elektrische Energie umgesetzt wird. In der Regel geschieht dies mit Hilfe eines Dampfturbinenkreislaufs. Hierbei wird die Wärme zunächst dazu genutzt, Wasser unter hohem Druck zu verdampfen. Mit dem Dampf wird eine Turbine angetrieben, deren Bewegungsenergie zum Antrieb eines Stromgenerators genutzt wird. Der Dampf verläßt die Turbine auf niedrigem Druck- und Temperaturniveau und wird im Kondensator der Turbine in Wasser rückverwandelt, das mit Hochdruckpumpen wieder in den Verdampfer zurückgepumpt wird; damit schließt sich der Kreislauf. Bei der Rückverwandlung des Dampfes in Wasser muß dem Dampf Wärme entzogen werden. Dies ist die sogenannte Abwärme, die im allgemeinen an Flußwasser oder über Kühltürme an die Atmosphäre abgegeben wird.

In bezug auf die Umwandlung der Wärmeenergie in elektrische Energie unterscheidet sich ein Kernkraftwerk im Prinzip nicht von einem konventionellen Kraftwerk, das mit Kohle, Öl oder Gas befeuert wird. Nur die Art der Wärmeerzeugung ist anders. An die Stelle der bei konventionellen Kernkraftwerken verwendeten Kesselanlage tritt bei Kernkraftwerken der Kernreaktor. Ihn ihm laufen kontrolliert die Prozesse ab, die zur Energiegewinnung aus Kernspaltungen notwendig sind. Der Vorteil dabei ist, daß, bezogen auf die gleiche Masse, die bei der Kernspaltung freiwerdende Energie millionenfach größer ist als die Energie, die durch chemische Verbrennung von Kohle, Öl oder Gas gewonnen wird. Den Unterschied verdeutlicht Abbildung 1. Ein Kernreaktor benötigt daher zur Erzeugung der gleichen Energiemenge einen erheblich geringeren Brennstoffdurchsatz als ein konventionelles Kraftwerk, auch wenn – wie bei Leichtwasserreaktoren – der Einsatz von ca. 30 kg Brennstoff erforderlich ist, um 1 kg U-235 zu nutzen. Auch bei Kernkraftwerken spricht man von Brennstoff, obwohl er im eigentlichen Sinne des Wortes nicht verbrannt wird.

2.2. Kernphysikalische Prozesse

2.2.1. Prinzip der Kernspaltung

Die Wirkungsweise von Kernreaktoren wird bestimmt durch die Wechselwirkung von freien Neutronen mit Atomkernen, wobei die Reaktion von Neutronen mit Spaltstoffkernen die wichtigste Wechselwirkung darstellt. Neutronen sind elektrisch neutrale Kernteilchen, die zusammen mit den positiv geladenen Protonen den Kern eines Atoms bilden. Die Reaktion eines Neutrons mit einem Spaltstoffkern führt in der Regel zur Kernspaltung, wobei Energie freigesetzt wird.

Der kernphysikalische Vorgang der Kernspaltung wird in Gleichung (1) am Beispiel des Spaltstoffs Uran-235 schematisch dargestellt:

$$\underset{\text{Uran, Neutron}}{\text{U-235} + \text{n} \rightarrow \text{U-236} \rightarrow} \quad \underbrace{\underset{\text{Krypton, Barium}}{\text{Kr-89} + \text{Ba-144}}}_{\text{Spaltprodukte;}} + \underset{\text{2-3 Neutronen}}{\underset{\downarrow}{\text{3n}}} \tag{1}$$

Durch die Reaktion eines Neutrons mit einem Kern des Uranisotops U-235 entsteht das Uranisotop U-236. Dieser Atomkern hat wegen des Überschusses von Neutronen (144 Neutronen gegenüber nur 92 Protonen) eine sehr geringe Stabilität. Er zerfällt daher in 85 von 100 Fällen in zwei oder drei Bruchstücke. Diese Teile sind z. B. Krypton-89 (Kr-89) und Barium-144 (Ba-144). Außerdem werden drei Neutronen freigesetzt. Im Gegensatz zum gewählten Beispiel in Gleichung (1) ist festzuhalten, daß

1. die Bruchstücke keineswegs immer dieselben sind, vielmehr eine ganze Reihe von Spaltprodukten entsteht, und daß
2. die Anzahl der freigesetzten Neutronen je nach Spaltstoff zwischen zwei und drei liegt.

Neben U-235 gibt es noch andere Atomkerne, die aufgrund ihres günstigen Mischungsverhältnisses von Neutronen und Protonen durch Neutroneneinfang spaltbar sind. Es handelt sich um Uran-233 (U-233), Plutonium-239 (Pu-239) und Plutonium-241 (Pu-241). Nur das Uran-235 kommt in der Natur vor. Es ist zu 0,71% im Natururan enthalten, das zu 99,29% aus Uran-238 besteht. Die anderen beiden Spaltstoffe können künstlich erzeugt werden. Plutonium-239 und Plutonium-241 entstehen durch Neutroneneinfang aus dem Brutstoff Uran-238; Uran-233 wird in ähnlicher Weise aus dem Brutstoff Thorium-232 gebildet.

Die Kernspaltung wurde von Otto Hahn und Mitarbeitern im Herbst 1938 entdeckt; die Veröffentlichung erfolgte am 22. Dezember 1938. Nach dem Beschuß von Uran mit Neutronen war das Element Barium chemisch nachgewiesen worden.

2.2.2. Energiefreisetzung

Die bei der Spaltung eines U-235-Kerns freiwerdende Energie beträgt ca. 200 MeV [1]. Dies ist, absolut gesehen, ein sehr kleiner Betrag. Aus diesem Grunde sind zur Erzeugung von einer Watt-Sekunde (Ws) ca. 31 Mrd. Spaltungen notwendig. In einem Kilogramm

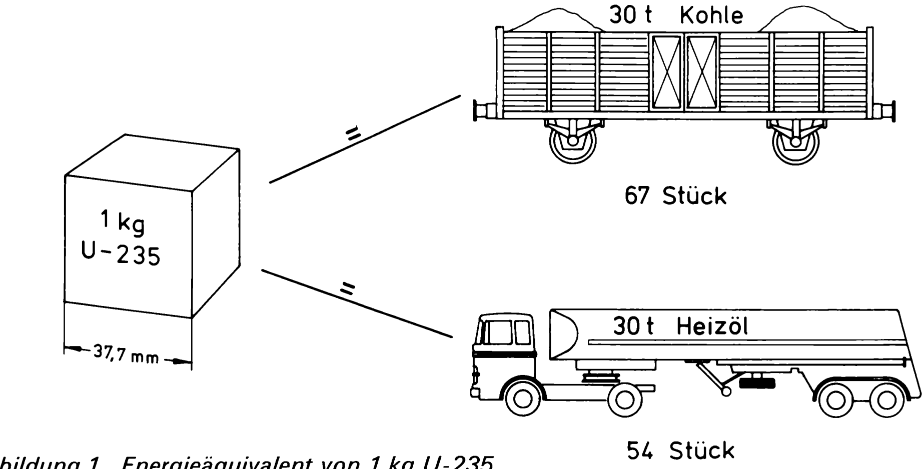


Abbildung 1 Energieäquivalent von 1 kg U-235

U-235 sind allerdings so viele Urankerne enthalten, daß die in Abbildung 1 dargestellte Energiedichte zustande kommt.

Mehr als 80% der Spaltenergie fällt als kinetische Energie der Spaltprodukte an, die mit hoher Geschwindigkeit auseinanderfliegen, von der umgebenden Materie aber auf einem Weg von wenigen Atomabständen abgebremst werden, wobei ihre Bewegungsenergie in Wärme umgewandelt wird.

Jedes der freigesetzten Neutronen trägt eine Energie von etwa 1% der Spaltenergie. In diesem energiereichen Zustand bezeichnet man sie als „schnelle" Neutronen. Ungefähr 6% der Spaltenergie fällt als Zerfallsenergie der radioaktiven Spaltprodukte an. Sie wird in Form radioaktiver Strahlung (γ- und β-Strahlung) verzögert freigesetzt, durch Absorption in Wärmeenergie umgewandelt und damit ebenfalls nutzbar gemacht. Der Nachteil dieser Zerfallsenergie ist, daß die Energieerzeugung in einem Reaktor bei Bedarf nicht vollständig gestoppt werden kann. In gewissem Umfang läuft sie durch den radioaktiven Zerfall nach Unterbrechung des Spaltprozesses weiter. Ein Kernreaktor erfordert daher besondere Sicherheitseinrichtungen, die die Abfuhr dieser Energie auch im Störfall sicherstellen.

2.2.3. Kettenreaktion

Die bei der Spaltung freiwerdenden Neutronen sind imstande, neue Kernspaltungen zu verursachen. Damit eröffnet sich die Möglichkeit eines sich selbst erhaltenden Spaltprozesses, der allgemein als Kettenreaktion bezeichnet wird. (Das Wesen einer Kettenreaktion besteht darin, daß die Voraussetzungen zum Ablauf einer Reaktion durch die Vorgängerreaktion geschaffen werden.)

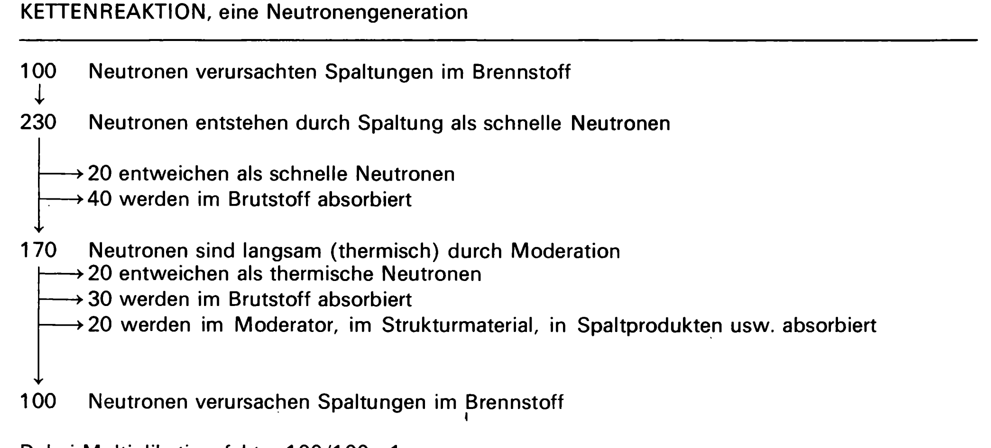
In der Tabelle 1 ist ein vereinfachtes Beispiel für die Kettenreaktion in einem thermischen Reaktor dargestellt. Dabei werden 100 Neutronen betrachtet, die gerade im Begriff sind, 100 spaltbare Kerne zu spalten. Dadurch werden 230 Neutronen freigesetzt, deren unterschiedliches Schicksal in Tabelle 1 als Beispiel angegeben ist. Am Ende der Generation bleiben genau 100 Neutronen übrig, die wiederum Spaltungen verursachen.

Neutronenverluste entstehen dadurch, daß

1. Neutronen aus dem Core (dem Reaktionsbereich des Kernreaktors, auch Kern genannt) entweichen und
2. Neutronen im Moderator, im Strukturmaterial, in Spaltprodukten, in Steuereinrichtungen usw. absorbiert werden. Die im Brutstoff eingefangenen Neutronen führen (im allgemeinen) zur Entstehung neuer spaltbarer Kerne.

Zur Beschreibung der Anzahl der Neutronen in den einzelnen Neutronengenerationen dient der Multiplikationsfaktor k. In dem in Tabelle 1 angegebenen Beispiel ist der Multiplikationsfaktor genau gleich 1, weil in der neuen Generation genau dieselbe Anzahl von Neutronen Spaltungen verursacht wie in der alten. In diesem Fall spricht man von einem „kritischen" Reaktor. Der Multiplikationsfaktor ist kleiner als 1, wenn die Anzahl der vorhandenen Neutronen abnimmt; er ist größer als 1, wenn die Anzahl der Neutronen zunimmt.

Tabelle 1 Vereinfachtes Beispiel für die Kettenreaktion in einem thermischen Reaktor bei stationärem Betrieb (Multiplikationsfaktor ist Eins), dargestellt für eine Neutronengeneration [1]


KETTENREAKTION, eine Neutronengeneration

100 Neutronen verursachten Spaltungen im Brennstoff
↓
230 Neutronen entstehen durch Spaltung als schnelle Neutronen
→ 20 entweichen als schnelle Neutronen
→ 40 werden im Brutstoff absorbiert
↓
170 Neutronen sind langsam (thermisch) durch Moderation
→ 20 entweichen als thermische Neutronen
→ 30 werden im Brutstoff absorbiert
→ 20 werden im Moderator, im Strukturmaterial, in Spaltprodukten usw. absorbiert
↓
100 Neutronen verursachen Spaltungen im Brennstoff

Dabei Multiplikationsfaktor 100/100 = 1

Dabei 70 Neutronen im Brutstoff absorbiert, wodurch 70 neue Spaltstoffkerne entstehen, also 70 neue Spaltstoffkerne pro 100 verbrauchte Spaltstoffkerne erbrütet. C = 70/100 = 0,7.

Die Lebensdauer einer Generation von Neutronen liegt in der Größenordnung von 0,1 bis 10 Milli-Sekunden. Dies bedeutet, daß innerhalb von einer Sekunde z. B. 1000 Generationen von Neutronen aufeinander folgen. Wegen dieser schnellen Generationsfolge können geringe Abweichungen des Multiplikationsfaktors vom Wert 1 erhebliche Veränderungen in der Gesamtzahl der Neutronen bewirken.

Die erste, vom Menschen erzeugte stationäre Kettenreaktion von Kernspaltungen gelang Enrico Fermi und Mitarbeitern am 2. Dezember 1942 an der Universität von Chicago in einer Natururan-Graphit-Anordnung.

2.2.4. Moderation

Für die bei der Spaltung freigesetzten „schnellen" Neutronen ist die Wahrscheinlichkeit einer Reaktion mit einem Spaltstoffkern sehr gering. Trotzdem läßt sich bei hinreichend dichter Packung der Spaltstoffatome eine Kettenreaktion erreichen. Dies erfordert jedoch eine hohe Brennstoffkonzentration und die Anwendung einer komplizierten Reaktortechnik; beides sind Faktoren, die die Energieerzeugungskosten stark beeinflussen. Dieser Weg wird deshalb nur dann beschritten, wenn die schnellen Neutronen zur Steigerung der Wirksamkeit eines Kernprozesses benötigt werden, bei dem aus nichtspaltbarem Material ein neuer Spaltstoff erzeugt wird. Hierauf wird später noch eingegangen (siehe Abschnitt 2.2.6. Brutvorgang).

Die Wahrscheinlichkeit für eine Reaktion zwischen einem Neutron und einem Spaltstoffkern nimmt mit sinkender Geschwindigkeit des Neutrons erheblich zu. Durch Abbremsung der Spaltneutronen wird daher schon bei geringer Brennstoffkonzentration eine Kettenreaktion ermöglicht. Dies ist das Arbeitsprinzip „thermischer" Reaktoren. Die Spaltneutronen werden durch eine Bremssubstanz, den Moderator, geleitet, wo sie durch Stöße mit den Moderatoratomen ihre hohe Energie verlieren und schließlich die „thermische" Bewegungsenergie der Moderatoratome annehmen.

Ein guter Moderator muß zwei Voraussetzungen erfüllen. Zum einen sollen seine Atome möglichst leicht sein, damit die Spaltneutronen in wenigen Stoßprozessen ihre Energie verlieren. Zum zweiten sollen bei diesen Stoßprozessen möglichst wenige Neutronen durch Absorption verloren gehen. Besonders gute Moderatoren sind Graphit und schweres Wasser. Reaktoren, die diese Stoffe als Moderator verwenden, können bei geeigneter Auslegung bereits mit Natururan betrieben werden, obwohl die Konzentration des U-235 im Natururan sehr gering ist.

Ebenfalls als Moderator geeignet ist normales Wasser, das in der Reaktortechnik als leichtes Wasser bezeichnet wird. Es absorbiert jedoch in stärkerem Maße Neutronen. Deshalb muß bei der Verwendung von leichtem Wasser als Moderator die Konzentration des Spaltstoffs U-235 auf 2 bis 3% erhöht werden. Andererseits kann Leichtwasser gleichzeitig als Kühlmittel zum Abtransport der bei der Spaltung erzeugten Wärme verwendet werden.

2.2.5. Steuerung und Selbststabilisation

Gesteuert wird der Spaltprozeß in einem Kernreaktor über den sogenannten „Neutronenhaushalt". Es gibt eine Vielzahl von Stoffen, die ein großes Absorptionsvermögen für Neutronen haben. Bringt man diese Stoffe in die Spaltzone eines Kernreaktors ein, so werden Neutronen absorbiert, die damit dem Spaltprozeß verloren gehen. Umgekehrt führt eine Entfernung dieser Stoffe aus der Spaltzone dazu, daß mehr Spaltneutronen zur Erzeugung neuer Spaltungen zur Verfügung stehen. Auf diese Weise läßt sich der Spaltprozeß wirksam steuern und notfalls innerhalb von Bruchteilen von Sekunden unterbrechen.

Die Steuerbarkeit der Neutronenreaktionen mittels Steuereinrichtungen ist dadurch gegeben, daß ein kleiner Teil (weniger als 1%) der Spaltneutronen „verzögert" freigesetzt wird. Dadurch verlängert sich die mittlere Generationsdauer der Neutronen so stark, daß mit mechanischen Einrichtungen in den Prozeßablauf eingegriffen werden kann.

Erleichtert wird die Steuerung eines Reaktors durch selbststabilisierende Mechanismen, die unter anderem durch die Temperaturabhängigkeit der Neutronenreaktionen zustande kommen. Hierzu zählt der sogenannte Doppler-Effekt, der vom Brennstoff selbst, insbesondere

von den darin enthaltenen Brutstoffen U-238 oder Th-232, verursacht wird. Der Brennstoff absorbiert temperaturabhängig Neutronen, bei hoher Temperatur mehr, bei niedrigen Temperaturen weniger. Dadurch wirkt er Änderungen des Neutronenhaushaltes entgegen. Wird zum Beispiel ein „kritischer" Reaktor in der Weise gestört, daß die Zahl der Neutronen ansteigt, der Multiplikationsfaktor also größer als 1 wird, so steigt die Spaltrate und damit die Reaktorleistung an. Als Folge des Leistungsanstiegs erhöht sich die Brennstofftemperatur, wodurch die Neutronenabsorption im Brennstoff zunimmt und eine Verminderung des Multiplikationsfaktors bewirkt. Die zunächst vorhandene Abweichung des Multiplikationsfaktors vom Wert 1 wird dadurch reduziert und bei kleinen Störungen schließlich ganz aufgezehrt, so daß sich der Reaktor auf einem neuen, etwas höheren Leistungsniveau selbst wieder stabilisiert.

Der Doppler-Effekt ist prinzipiell bei allen Reaktoren wirksam. Bei Reaktoren mit hohem Brutstoffanteil ist er jedoch besonders stark ausgeprägt.

Von den übrigen selbststabilisierenden Mechanismen soll hier nur noch der Moderator-Effekt bei wassermoderierten Reaktoren angesprochen werden. Er hat zwei Ursachen, die beide mit der Erhöhung der Moderatortemperatur bei steigender Reaktorleistung zusammenhängen. Zum einen nimmt die Wasserdichte mit steigender Temperatur ab, so daß pro Volumeneinheit weniger Moderatormoleküle für energieschluckende Stoßprozesse zur Verfügung stehen (Abbildung 2). Zum zweiten bedeutet der Anstieg der Wassertemperatur eine Zunahme der Bewegungsenergie der Moderatormoleküle, so daß die Geschwindigkeit der „thermischen" Neutronen insgesamt angehoben wird. Beide Effekte bewirken mithin das Gleiche, nämlich eine Verschlechterung der Neutronenabbremsung mit steigender

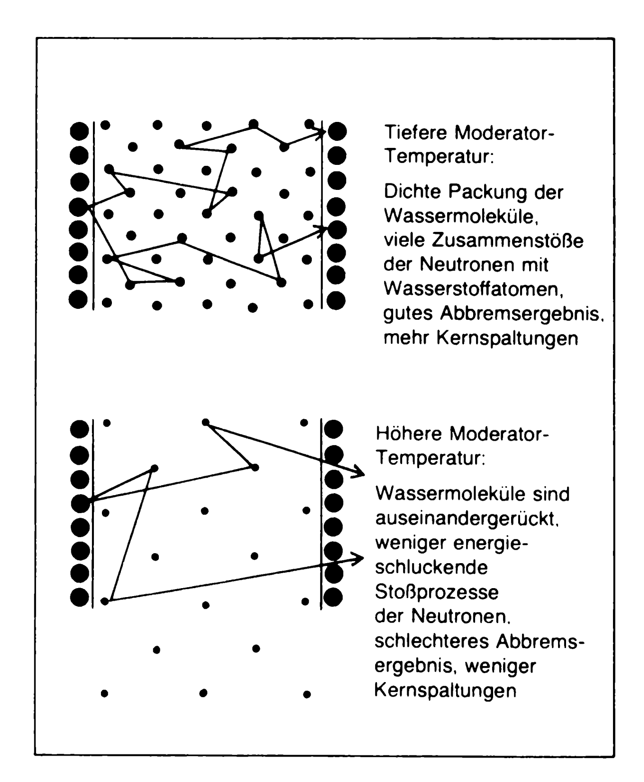


Abbildung 2
Wasser moderiert temperaturabhängig

Wassertemperatur. Dies führt zwangsläufig zu einer Abnahme der Spaltrate, da die Wahrscheinlichkeit für eine Spaltreaktion der „thermischen" Neutronen mit Spaltstoffkernen mit steigender Neutronengeschwindigkeit zurückgeht.

2.2.6. Brutvorgang

Die in einem Kernreaktor ablaufenden Brutvorgänge zur Erzeugung von neuem Spaltstoff sind energiewirtschaftlich von großer Bedeutung, weil durch Nutzung des Brutvorganges die begrenzten Reserven des in der Natur vorkommenden Spaltstoffs Uran-235 weniger stark in Anspruch genommen werden müssen.

Ein Atomkern eignet sich zur Durchführung des Brutvorgangs, wenn durch die Reaktion zwischen dem Atomkern und einem Neutron ein neuer spaltbarer Kern entsteht. Solche Brutmaterialien sind Uran-238 (U-238) und Thorium-232 (Th-232). Diese Stoffe sind in der Natur ca. 100- bis 500mal reichlicher vorhanden als U-235.

Die Kernreaktionen zum Erbrüten neuer Spaltstoffe sind mit den Gleichungen (2) und (3) schematisch (und vereinfacht) beschrieben:

Brutketten (vereinfacht)

1. Uran-Plutonium

$$\text{U-238} + \text{n} \rightarrow \text{U-239} \underset{\beta}{\rightarrow} \text{Np-239} \underset{\beta}{\rightarrow} \text{Pu-239} \qquad (2)$$

2. Thorium-Uran

$$\text{Th-232} + \text{n} \rightarrow \text{Th-233} \underset{\beta}{\rightarrow} \text{Pa-233} \underset{\beta}{\rightarrow} \text{U-233} \qquad (3)$$

Durch Zugabe von jeweils einem Neutron entsteht aus Uran-238 (U-238) schließlich Plutonium-239 (Pu-239) und aus Thorium-232 (Th-232) schließlich Uran-233 (U-233). Diese beiden Stoffe sind die künstlich erbrüteten Spaltstoffe.

Der Vollständigkeit halber sei erwähnt, daß durch weitere Aufnahme von Neutronen auch höhere Plutonium- und Uran-Isotope entstehen, nämlich Pu-241 und U-235 (dies ist der auch natürlich vorkommende Spaltstoff).

Zur Bezeichnung des Umsatzes des Brutvorganges ist die Brutrate B bzw. die Konversionsrate C gemäß (4) definiert

$$\text{B bzw. C} = \frac{\text{Anzahl erbrüteter Kerne}}{\text{Anzahl verbrauchter Kerne}} \qquad (4)$$

B: Brutrate (wenn größer als 1)
C: Konversionsrate (wenn kleiner als 1)

als Verhältnis der Anzahl erbrüteter spaltbarer Kerne zur Anzahl verbrauchter spaltbarer Kerne. Wenn die Brutrate B = 1 ist, dann braucht dem Kernreaktor kein Spaltstoff mehr zugeführt zu werden, er verbraucht dann lediglich Brutstoff.

Der Zahlenwert der Brutrate B bzw. der Konversionsrate C wird berechnet gemäß Gleichung (5):

$$\text{B bzw. C} = \eta - 1 - \text{Verluste} \qquad (5)$$

η: Neutronenausbeute η
1: 1 Neutron für Kettenreaktion

Die Neutronenausbeute ist die Anzahl erzeugter Neutronen im Vergleich zu im Spaltstoff absorbierten Neutronen. In Tabelle 2 sind Angaben über die Neutronenausbeute für die verschiedenen Spaltstoffe und für verschiedene Energien des spaltbaren Neutrons gemacht.

Tabelle 2 *Neutronenausbeute verschiedener Spaltstoffe für thermische und für schnelle Neutronen. Neutronenausbeute = Anzahl erzeugter Neutronen pro im Spaltstoff absorbiertes Neutron* [2]

	Neutronen-Ausbeute		
Energie des spaltenden Neutrons	U-233	U-235	Pu-239
Thermische Neutronen	2,28	2,07	2,10
Schnelle Neutronen	2,49	2,20	2,64

Zur Erzielung einer möglichst großen Brutrate bzw. Konversionsrate muß die Neutronenausbeute groß und der Neutronenverlust klein sein. Aus Tabelle 2 ist zu ersehen, daß die größte Neutronenausbeute für den Spaltstoff Pu-239 und für schnelle Neutronen vorliegt. Dies ist der Grund dafür, daß Brutreaktoren mit diesen Bedingungen arbeiten. Aus Tabelle 2 ist weiterhin zu entnehmen, daß auch für den Spaltstoff U-233 relativ große Neutronenausbeuten vorliegen.

2.3. Die wichtigsten Leistungsreaktortypen

Im Laufe der mehr als 20jährigen Geschichte der Kernenergietechnik sind eine Vielzahl von Reaktortypen vorgeschlagen, entwickelt und gebaut worden. Nur wenige haben jedoch den Marktdurchbruch erreicht. Weltweit den größten Marktanteil konnte bisher der Leichtwasserreaktor für sich verbuchen, der auch in der Bundesrepublik Deutschland zur Zeit den Markt beherrscht. Es gibt ihn in zwei unterschiedlichen Ausführungsformen, die als Druckwasserreaktor (DWR) und Siedewassereakter (SWR) bezeichnet werden.

Zwei weitere – als fortschrittliche Reaktoren bezeichnete – Leistungsreaktortypen befinden sich gegenwärtig in der Bundesrepublik in der Entwicklung und Erprobung. Es handelt sich um den gasgekühlten Hochtemperaturreaktor (HTR) und den Schnellen Brutreaktor (SBR). Beide versprechen eine bessere Ausnutzung der Kernbrennstoffe. Der Schnelle Brutreaktor, der mehr Spaltstoff erzeugt als er verbraucht, soll langfristig die Abhängigkeit der Bundesrepublik Deutschland von Uranlieferungen vermindern. Der Hochtemperaturreaktor ermöglicht eine breitere Anwendung der Kernenergie für den Strom- und Wärmemarkt.

2.3.1. Der Druckwasserreaktor

Der Druckwasserreaktor (DWR) wird in Einheiten bis 1300 MW_e gebaut. In Tabelle 3, Spalte 1, sind die Hauptdaten des größten derzeit in der Bundesrepublik Deutschland in Betrieb befindlichen DWR-Kernkraftwerkes Biblis B zusammengestellt [4].

Abbildung 3 zeigt den Primärkreislauf eines modernen DWR. Das Herzstück des Reaktors, das Core, befindet sich im Innern eines massiven Stahldruckgefäßes von 20 bis 30 cm Wanddicke. Es besteht aus dichtgepackten dünnen Brennstäben, die in einer metallischen Hülle den Brennstoff aus Uranoxid enthalten (vgl. Kapitel 4). Zwischen den Brennstäben bewegen sich die Steuerstäbe aus neutronen-absorbierendem Material. Die Steuerstäbe werden von elektromechanischen Antrieben bewegt, die auf den Deckel des Druckgefäßes montiert sind. Die Einfahrt der Stäbe ins Core erfolgt durch Schwerkraft. Die durch Kernspaltung in den Brennstäben entstehende Wärme wird von dem Wasser, das zwischen den Brennstäben hindurchgepumpt wird, aufgenommen. Das Wasser erfüllt gleichzeitig die Aufgabe des Moderators. Das 323 °C heiße Wasser wird zum Dampferzeuger geleitet. Hier durchströmt es eine Vielzahl kleiner Rohre, wobei die Wärme durch die Rohrwand an das auf der Außenseite der Rohre befindliche kältere Wasser des Sekundärkreislaufs abgegeben wird. Das Primärwasser verläßt, auf ca. 290 °C abgekühlt, den Dampferzeuger und wird zum Reaktordruckgefäß zurückgeführt.

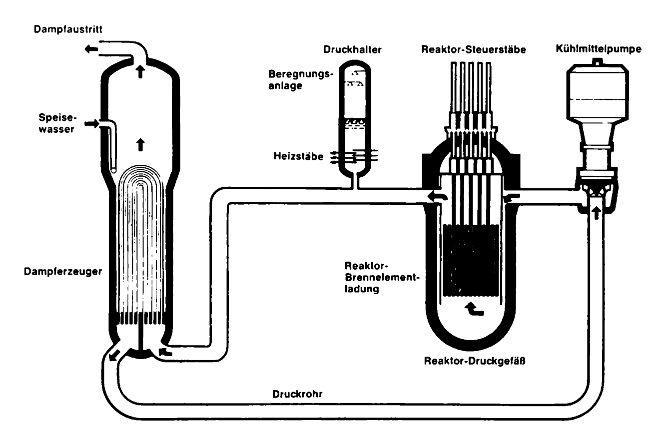


Abbildung 3 Primärkreislauf eines modernen Druckwasserreaktors [3]

Der Druck im Primärkreislauf ist mit 155 bar so hoch, daß das Wasser trotz der Aufheizung auf 323 °C noch nicht verdampft; daher auch die Bezeichnung Druckwasserreaktor. Der Druck auf der Sekundärseite beträgt dagegen nur etwa 60 bar. Bei diesem Druck und der Temperatur, die das Sekundärwasser im Dampferzeuger annimmt, kommt es zur Verdampfung des Wassers. Der Dampf wird zum Antrieb der Turbine genutzt.

Insgesamt besteht der Primärkreislauf eines DWR aus drei oder vier der im Bild dargestellten „Umwälzschleifen". Sie alle sind innerhalb einer kugelförmigen Stahlhülle untergebracht, die so ausgelegt ist, daß sie den sich einstellenden Drücken und Temperaturen bei einem Rohrbruch standhält. Bei neueren Reaktoren wird die Stahlhülle von einem bis zu 1,8 m dicken Mantel aus bewehrtem Beton gegen äußere Einwirkungen wie Flugzeugabsturz oder Explosion von Gaswolken geschützt.

Der Brennstoffeinsatz im Core beträgt etwa 102 t, wovon 97% aus dem Brutstoff U-238 bestehen. Nach einem Jahr ist bereits soviel Plutonium erzeugt, daß etwa 40% der Leistung durch Spaltung von Plutonium-Atomen gewonnen wird. Einmal pro Jahr muß Brennstoff

nachgeladen werden, wobei ein Viertel bis ein Drittel der Brennelemente des Cores ausgetauscht wird. Zum Brennelementwechsel muß der Reaktor abgeschaltet und der Primärkreislauf druckentlastet werden.

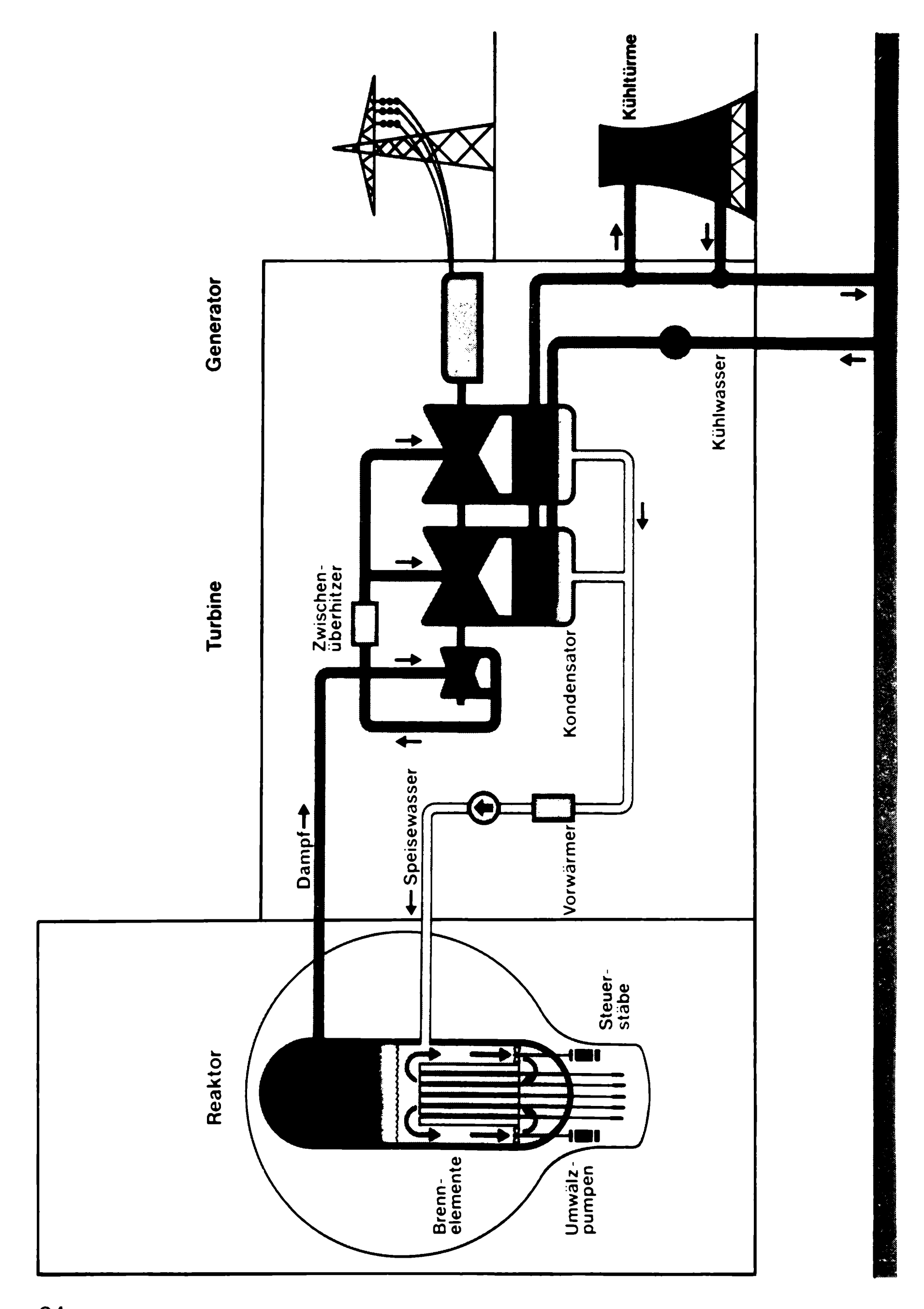


Abbildung 4 Kreisläufe eines Siedewasserreaktors [5]

2.3.2. Der Siedewasserreaktor

Der Siedewasserreaktor (SWR) wird ebenfalls in Einheiten bis 1300 MW_e gebaut. In Tabelle 3, Spalte 2, sind die Hauptdaten des größten derzeit in der Bundesrepublik Deutschland im Bau befindlichen SWR-Kernkraftwerkes Krümmel zusammengestellt.

Der grundsätzliche Unterschied zwischen DWR und SWR besteht darin, daß der SWR nur einen Kreislauf hat. Der Dampf wird unmittelbar im Reaktordruckgefäß erzeugt und direkt der Turbine zugeleitet, wie Abbildung 4 zeigt. Dabei bleibt das Reaktorcore jedoch mit Wasser bedeckt. Im Druckgefäß angeordnete Pumpen wälzen das Wasser im Kurzschluß über das Core um. Ein Teil dieses Wassers wird dabei verdampft und durch Einspeisung von Kondensatwasser ersetzt.

Typisch für den SWR sind die langgestreckte Form des Reaktordruckgefäßes und die Anordnung der Absorberstabantriebe unter dem Druckgefäßboden. Beides hängt damit zusammen, daß der Dampf zum Antrieb der Turbine im Reaktordruckgefäß gebildet wird. Zur Wasserabscheidung und Dampftrocknung werden voluminöse Apparate benötigt, die oberhalb des Cores angeordnet sein müssen. Der Nachteil, daß die Absorberstäbe bei einer Abschaltung gegen die Schwerkraft ins Core gedrückt werden müssen, wird durch die Verwendung von Doppelantrieben ausgeglichen.

Vorteile des SWR gegenüber dem DWR sind der einfachere Aufbau, der geringere Druck im Reaktordruckbehälter und der etwas höhere Wirkungsgrad. Diese Vorteile müssen jedoch durch die radioaktive Verseuchung der Turbine, die sich bei Verwendung des im Reaktor produzierten Dampfes nicht vermeiden läßt und Arbeiten an der Maschine erschwert, erkauft werden.

2.3.3. Der Hochtemperaturreaktor

Der Hochtemperaturreaktor (HTR) befindet sich noch im Stadium der Entwicklung und Erprobung. In den USA wurde 1977 ein Prototyp-Kernkraftwerk von 342 MW_e, der Fort-St.-Vrain-Reaktor, in Betrieb genommen. In der Bundesrepublik Deutschland wird seit 1967 ein Versuchskraftwerk von 15 MW_e durch die **A**rbeitsgemeinschaft-**V**ersuchs-**R**eaktor (AVR) betrieben. Eine Prototypanlage mit 300 MW_e, der THTR-300 (**T**horium-**H**ochtemperatur-**R**eaktor), entsteht zur Zeit in Schmehausen bei Hamm und soll voraussichtlich 1981/1982 in Betrieb gehen. In Tabelle 3, Spalte 3, sind die Hauptdaten dieses Reaktors zusammengestellt [6].

Der HTR zählt zu den thermischen Reaktoren. Er verwendet als Moderator Graphit. Das Core wird mit Helium gekühlt, das unter einem Druck von 40 bis 60 bar steht. Als Brennstoff wird ein Gemisch aus Uran und Thorium verwendet. Thorium verwandelt sich durch Neutroneneinfang in spaltbares U-233, so daß sich der HTR ebenfalls einen Teil seines Spaltstoffs selbst erzeugt. Der Brennstoff ist in der Form von sogenannten „coated particles" (beschichtete Teilchen) von 0,5 bis 0,7 mm Durchmesser in kugelförmigen Brennelementen von 60 mm Durchmesser enthalten (vgl. Beitrag über HTR, Kapitel 7).

Das Core des HTR hat im Vergleich zu den flüssigkeitsgekühlten Reaktoren eine sehr kleine Leistungsdichte, wie Tabelle 3, Zeile 10, zeigt. Große HTR benötigen daher relativ große Reaktordruckbehälter (Abbildung 5), die als Stahldruckgefäße nicht hergestellt werden können. Aus diesem Grunde wird beim HTR, wie bei anderen gasgekühlten Reaktoren, eine andere Behältertechnik angewendet, die des vorgespannten Druckbehälters aus Beton.

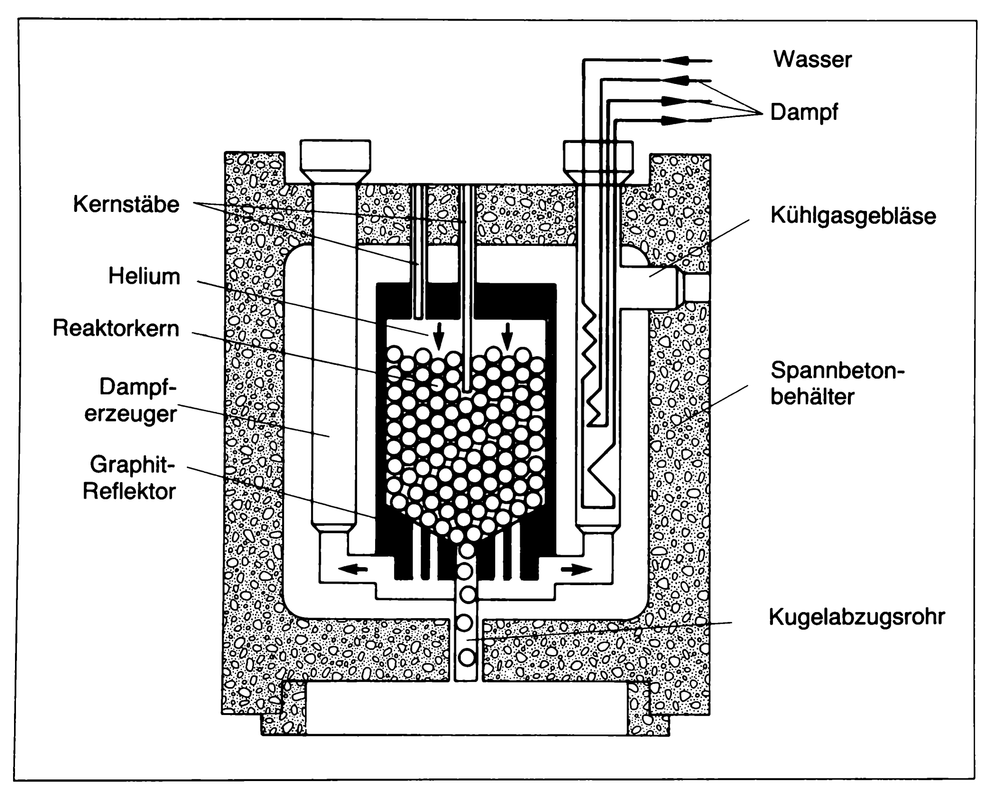


Abbildung 5 Schnitt durch den Reaktordruckbehälter des THTR 300

Da im Core eines HTR im wesentlichen keramische Werkstoffe wie Graphit verwendet werden, die sehr hohe Temperaturen vertragen, können mit diesem Reaktor außergewöhnlich hohe Temperaturen erzeugt werden. Derartige Temperaturen reichen aus, um Kohle zu vergasen und Methan in Wasserstoff und Kohlenmonoxid oder Wasser in Wasserstoff und Sauerstoff zu spalten. Der HTR eignet sich daher in besonderem Maße zur Erzeugung von Wärmeenergie für chemische Prozesse [7]. An der Entwicklung von Hochtemperaturreaktoren für Prozeßwärmeanlagen wird in der Bundesrepublik Deutschland gearbeitet (vgl. Beitrag über HTR, Kapitel 7).

2.3.4. Der Schnelle Brutreaktor

An der Entwicklung des Schnellen Brutreaktors (SBR) wird in der Bundesrepublik Deutschland, in den USA, in Frankreich, in England, in der Sowjetunion und in einigen anderen Ländern gearbeitet. Große Anlagen mit Schnellen Reaktoren sind in England, Frankreich und der Sowjetunion in Betrieb. In der Bundesrepublik Deutschland befindet sich ein Versuchskraftwerk von 21 MW_e, die Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage (KNK) in Karlsruhe. Eine Prototypanlage mit 300 MW_e, der SNR 300 (**S**chneller **N**atriumgekühlter **R**eaktor), wird gegenwärtig in Kalkar errichtet. In Tabelle 3, Spalte 4, sind die Hauptdaten dieses Reaktors zusammengestellt. [8]

Der Name „Schneller Brutreaktor" deutet an, daß der Spaltprozeß zum Zweck einer ausreichenden Brutrate mit schnellen Neutronen abläuft. Das bedingt eine hohe Spaltstoffkonzentration, die ein äußerst kompaktes Core erfordert. Dementsprechend hoch ist die Leistungsdichte im Core; sie ist im SNR 300 viermal so groß wie beim DWR, wie Tabelle 3, Zeile 9, zeigt. Außerdem benötigt man ein Kühlmittel, das Neutronen möglichst wenig mo-

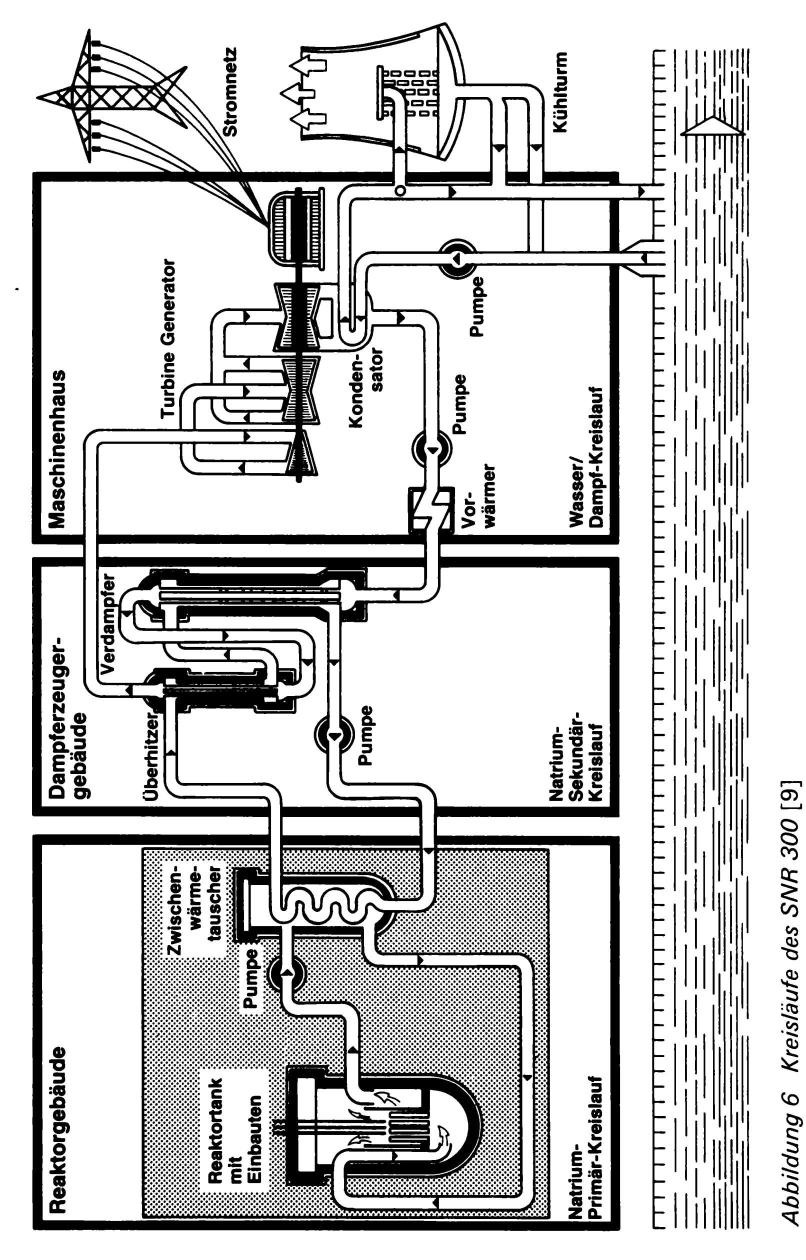


Abbildung 6 Kreisläufe des SNR 300 [9]

deriert und absorbiert, aber gute Wärmeübertragungseigenschaften aufweist. Als besonders geeignet hat sich in dieser Hinsicht das Alkali-Metall Natrium herausgestellt, das jedoch den Nachteil hat, daß es mit Wasser und Luft chemisch reagiert. Es sind deshalb besondere Sicherheitsmaßnahmen erforderlich (vgl. Kapitel 8). In Abbildung 6 sind die Kühlkreisläufe des SNR 300 schematisch dargestellt.

Als Spaltstoff wird Plutonium verwendet, insbesondere das Isotop Plutonium-239 (Pu-239). Der Brutstoff ist Uran-238 (U-238), aus dem durch Brüten Plutonium entsteht. Im Kern des SNR 300 sind ca. 850 kg Plutonium enthalten.

Die Brutrate des ersten Cores des SNR 300 wird noch kleiner als 1 sein, und zwar aus technischen und wirtschaftlichen Gründen. Damit ist der Reaktor mit diesem Core zunächst wie alle anderen bisher beschriebenen Reaktoren lediglich ein „Konverter". Für die späteren Cores allerdings wird eine Änderung der Brennelementdurchmesser und die Anwendung eines Brutmantels dazu führen, daß die Brutrate größer als 1 ist und damit ein echter Brüter vorliegt.

2.3.5. Andere Reaktortypen

In anderen Ländern sind wegen zum Teil anderer Bedingungen andere Reaktortypen zur technischen Reife entwickelt worden. Beispiele dafür sind der in Kanada entwickelte CANDU-Reaktor und der in Großbritannien entwickelte Advanced Gascooled Reactor (AGR). Beim CANDU-Reaktor genügt der Einsatz von Natururan, allerdings ist dann die Moderation mittels Schweren Wassers erforderlich. Dies hat den Vorteil, daß zur Herstellung des Brennstoffs für diesen Reaktor Anreicherungsanlagen nicht erforderlich sind.

2.3.6. Diskussion der Reaktortypen

Im folgenden sollen die bisher beschriebenen Reaktortypen Druckwasserreaktor DWR, Siedewasserreaktor SWR, Hochtemperaturreaktor HTR und Schneller Brutreakter SBR vergleichend einander gegenübergestellt werden.

Die Technologie der Leichtwasserreaktoren DWR und SWR gilt als etabliert; es existieren von diesen Typen schon eine große Anzahl von Anlagen. Der Hochtemperaturreaktor und der Schnelle Brutreaktor dagegen gelten als Reaktoren der zweiten Entwicklungsgeneration. Die Leistungsgröße der Leichtwasserreaktoren hat mit dem Wert von nunmehr maximal 1300 MW_e eine gewisse Endgröße erreicht.

Der Wirkungsgrad der Leichtwasserreaktoren bei der Erzeugung von Elektrizität liegt bei ca. 33% und ist damit relativ gering. Dies liegt an den niedrigen Kühlmitteltemperaturen dieser Reaktortypen. Mit dem Hochtemperaturreaktor dagegen sind Wirkungsgrade wie in konventionellen Anlagen von ca. 40% erreichbar. Dadurch entstehen zwei Vorteile, nämlich daß

1. die Kernenergie besser ausgenutzt wird und daß

2. bezogen auf die erzeugte Leistung weniger Abwärme entsteht.

Auch der Schnelle Brutreaktor erreicht mit z. B. 38% Wirkungsgrad einen relativ guten Wert.

Leichtwasserreaktoren erfordern nur eine Brennstoffanreicherung von wenigen Prozent. Dafür muß eine relativ große Menge an Brennstoff eingesetzt werden. So enthält das Core des Druckwasserreaktors Biblis B 102 t Uran, wovon etwa 3 t auf den Spaltstoff U-235 entfallen. Kernphysikalisch bedeutet die niedrigere Anreicherung, daß ein starker Doppler-Effekt vorhanden ist, der für eine starke Selbststabilisierung der Neutronenreaktionen im Core dieser Reaktoren sorgt.

Die Verwendung von hochangereichertem Uran für den Brennstoffzyklus des Thorium-Hochtemperaturreaktors THTR 300 ist erforderlich, damit als Brutstoff Thorium-232 eingesetzt werden kann. Die Verwendung dieses Brutstoffes (anstatt U-238) hat den Vorteil, daß damit die für die Kernenergie insgesamt vorhandenen Reserven an Brutstoff in etwa verdoppelt werden. Der Hochtemperaturreaktor kann allerdings auch mit niedrig angereichertem Brennstoff betrieben werden.

Die Zusammensetzung des Brennstoffs in einem späteren Schnellen Brutreaktor wird im wesentlichen durch die verfolgte Strategie der gesamten Brennstoffversorgung bestimmt.

Der Konversionsfaktor als Verhältnis der erbrüteten zu den verbrauchten spaltbaren Kernen, vgl. Zeile 13 in Tabelle 3, beträgt für Leichtwasserreaktoren ca. 0,5, für den Hochtemperaturreaktor ca. 0,7 und für den Schnellen Brutreaktor erwartungsgemäß mehr als 1.

Der Konversionsfaktor des HTR kann durch besondere Maßnahmen erhöht werden, und zwar bis in die Nähe von 1. Allerdings wird sich diese Vergrößerung (im allgemeinen) kostensteigernd auf den Brennstoffzyklus auswirken.

Die drei Reaktorsysteme haben ein sehr unterschiedliches Störfallverhalten. Es sind deshalb typenspezifische Sicherheitseinrichtungen erforderlich, um die nach dem Atomgesetz geforderte Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb dieser Anlagen zu treffen. Wichtig dabei ist, daß auch bei den zu unterstellenden Störfällen der Reaktor abgeschaltet und die durch den Zerfall der Spaltprodukte erzeugte Nachzerfallsleistung sicher abgeführt wird.

Bei Leichtwasserreaktoren ist die Abfuhr der Nachzerfallsleistung aus dem Core sichergestellt, solange das Core mit Wasser bedeckt ist. Jedoch kann der Bruch einer Leitung des Primärkreislaufs zur Kühlwasserentleerung des Reaktordruckbehälters führen. Leichtwasserreaktoren sind deshalb mit besonderen Notkühlsystemen ausgerüstet, die in einem solchen Fall kaltes Wasser aus Vorratsgefäßen in den Reaktordruckbehälter einspeisen und über Kreisläufe für die langfristige Abfuhr der Nachzerfallsleistung sorgen.

Hochtemperaturreaktoren der heutigen Konzeption benötigen zur langfristigen Abfuhr der Nachzerfallsleistung eine Kühlgasumwälzung, um die Wärme vom Core zu den wärmetauschenden Apparaten zu transportieren. Andererseits bietet die Gaskühlung den Vorteil, daß bei Aufreißen des Primärkreislaufs nur die Gasdichte abnimmt, das Kühlmittel aber nicht gänzlich verloren geht. Eine Notkühlung im eigentlichen Sinne des Wortes ist daher nicht erforderlich. Die Gebläse zur Umwälzung des Kühlgases sind so dimensioniert, daß auch bei druckentlastetem Primärsystem der Wärmetransport vom Core zu den wärmeaustauschenden Apparaten ausreicht. Wegen der im Vergleich zur Leistung großen Wärmekapazität des Cores und dem großen Abstand zwischen Betriebstemperaturen und Versagenstemperatur der Brennstoffpartikel ist sogar eine Unterbrechung der Nachwärmeabfuhr von einigen Stunden zulässig.

Beim Schnellen Brüter SNR ist, wie bei Leichtwasserreaktoren, die Abfuhr der Nachzerfallsleistung sichergestellt, solange das Core vom Kühlmittel (Natrium) bedeckt ist. Für den Transport der Nachzerfallsleistung vom Core zu den wärmeaustauschenden Apparaten der

Wärmeabfuhrsysteme reicht der Naturumlauf. Durch die Verwendung eines Doppeltanks und die Anordnung des Primärkreislaufs oberhalb des Core-Niveaus wird sichergestellt, daß das Core ständig vom Natrium bedeckt bleibt. Das Ausdampfen des Natriums wird durch genügenden Abstand der Natrium-Temperatur zur Siedetemperatur bei Atmosphärendruck verhindert. Wichtig ist, daß der Reaktor bei Ausfall der Kühlmittelumwälzung rechtzeitig abgeschaltet wird, da die Verdampfung von Natrium im Core zu einem Leistungsanstieg führt [10]. Die rechtzeitige Abschaltung wird durch zwei separate Abschalteinrichtungen sichergestellt.

2.4. Wirkungsgrad, Abwärme

Der Wirkungsgrad der Energieumwandlung ist von großer Bedeutung, da Energiereserven nicht unbeschränkt zur Verfügung stehen und jede Form der Energieerzeugung mit gewissen Umweltbelastungen verbunden ist. Aus diesem Grunde sollte die Umsetzung von Primärenergie in nutzbare Energie mit einem möglichst hohen Wirkungsgrad erfolgen. Diese Forderung steht jedoch teilweise im Widerspruch zu der Forderung nach einer möglichst preiswerten Erzeugung der Nutzenergie.

Die in Tabelle 3 angegebenen Wirkungsgrade besagen, daß der größte Teil der in Kernkraftwerken durch Kernspaltung erzeugten Wärmeenergie als Abwärme anfällt. Dies ist jedoch keine spezifische Eigenart der Kernenergie, sondern hängt damit zusammen, daß die Umsetzung von Wärmeenergie in nutzbare Arbeit, z. B. in Elektrizität, über einen thermodynamischen Kreisprozeß naturgesetzlich mit einem geringen Wirkungsgrad verbunden ist. Auch konventionelle Kraftwerke erreichen keinen höheren Wirkungsgrad als etwa 40%. Das Abwärmeproblem enthält nur insofern eine für die Kernenergie spezifische Komponente, als Leichtwasserreaktoren einen relativ niedrigen Wirkungsgrad haben, mithin also einen besonders hohen Anteil an Abwärme erzeugen, und die Kernenergie eine führende Rolle bei der Vergrößerung der Blockleistungen übernommen hat.

Wie eingangs bereits erwähnt, wird bei den heutigen Kernkraftwerken die Abwärme nahezu ausschließlich an die Umgebung abgegeben. Im einfachsten Fall wird dazu die Flußwasserkühlung herangezogen. Der Vorteil dieser Kühlung für den Fluß ist die mechanische Reinigung des entnommenen Wassers und die Anreicherung des Rückflußwassers mit Sauerstoff durch Rückgabe über ein Überlaufbauwerk. Nachteilig ist die Erwärmung des Flußwassers. Abhilfe kann dadurch geschaffen werden, daß das Kühlwasser vor der Rückgabe in Naßkühltürmen auf nahezu Flußtemperatur heruntergekühlt wird. Diese Variante der Fluß- bzw. Frischwasserkühlung gewinnt immer mehr an Bedeutung, zumal das Wasser hierbei noch stärker mit Sauerstoff angereichert wird.

Neben diesen beiden Arten der Kondensatorkühlung gibt es noch die geschlossene Rückkühlung über Naß- oder Trockenkühltürme sowie die direkte Luftkühlung, wobei der Dampf am Austritt der Turbine in einem nachgeschalteten luftgekühlten Kondensator niedergeschlagen wird. Bei der Rückkühlung mit Naßkühltürmen wird als negativ angesehen, daß sich in bestimmten Wetterlagen Schwaden bilden (siehe Kapitel 13). Außerdem sind Naß- und Trockenkühltürme relativ große Bauten, so daß mitunter von einer Beeinträchtigung der Schönheit der Landschaft gesprochen wird. Der Luftkondensator hat diesen Nachteil nicht, er ist aber relativ teuer.

Tabelle 3 Zusammenstellung von Hauptdaten verschiedener Reaktortypen aus Beispielanlagen

			1	2	3	4
	Reaktor-Typ		DWR	SWR	HTR	SBR
	Beispiel-Anlage		Biblis B	Krümmel	THTR 300	SNR 300
1	Thermische Leistung	MW	3752	3690	750	755
2	Elektrische Leistung	MW	1240	1260	300	293
3	Wirkungsgrad (Anlage)	%	33,0	34,1	40,0	38,2
4	Spaltstoff	–	U-235	U-235	U-235	Pu
5	Anreicherungsgrad	%	3,0	2,6	93	mix.
6	Brutstoff	–	U-238	U-238	Th-232	U-238
7	Masse Spaltstoff	kg	3060	4264	648	850
8	Masse Schwermetall	t	102	164	7,4	4,0
9	Leistungsdichte	kW/l	92	51	6	375
10	Abbrand pro t SM	MWd/t	30000	30000	100000	85000
11	Maximale Brennstofftemp.	°C	2100	2100	1250	2700
12	Moderator	–	H_2O	H_2O	Graphit	kein
13	Konversionsfaktor	–	ca. 0,5	ca. 0,5	ca. 0,7	1*
14	Primärkreis, Kühlmittel	–	H_2O	H_2O	He	Na
15	Eintrittstemperatur	°C	290	215	250	377
16	Austrittstemperatur	°C	323	286	750	546
17	Druck	bar	155	72	40	12
18	Zwischenkreis, Kühlmittel		kein	kein	kein	Na
19	Eintrittstemperatur	°C				340
20	Austrittstemperatur	°C				525
21	Druck	bar				13
22	Dampfkreis, Arbeitsmittel		H_2O	wie	H_2O	H_2O
23	Eintrittstemperatur	°C	210	primär	220	284
24	Austrittstemperatur	°C	268		530	495
25	Druck	bar	54		180	165

* Später Brutrate B größer als 1, z. B. 1,1

DWR: Druckwasser-Reaktor
SWR: Siedewasser-Reaktor
HTR: Hochtemperatur-Reaktor
SBR: Schneller Brutreaktor
THTR: Thorium-HTR
SNR: Schneller Natriumgekühlter Reaktor

Der Nutzung der Abwärme steht beim Dampfturbinenkreislauf als Problem gegenüber, daß sie auf einem niedrigen Temperaturniveau anfällt, nämlich 22 bis 35 °C. Trotzdem läßt sie sich unter Einschaltung von Wärmepumpen zur Raumheizung nutzen. Eine andere Möglichkeit ist die sogenannte Kraft-Wärme-Kopplung, bei der ein Teil der im Dampf enthaltenen Wärme unter Reduzierung der Ausbeute an elektrischer Energie auf höhrerem Temperaturniveau ausgekoppelt wird. Insgesamt läßt sich dabei gegenüber der reinen Stromerzeugung der Wirkungsgrad verdoppeln. In der Bundesrepublik Deutschland wird von dieser Möglichkeit erstmals in Verbindung mit einem Kernkraftwerk beim Mehrzweckforschungsreaktor MZFR in Karlsruhe Gebrauch gemacht. Ein Teil der Wärme dieses Kernkraftwerkes wird zur Raumheizung im Kernforschungszentrum Karlsruhe genutzt.

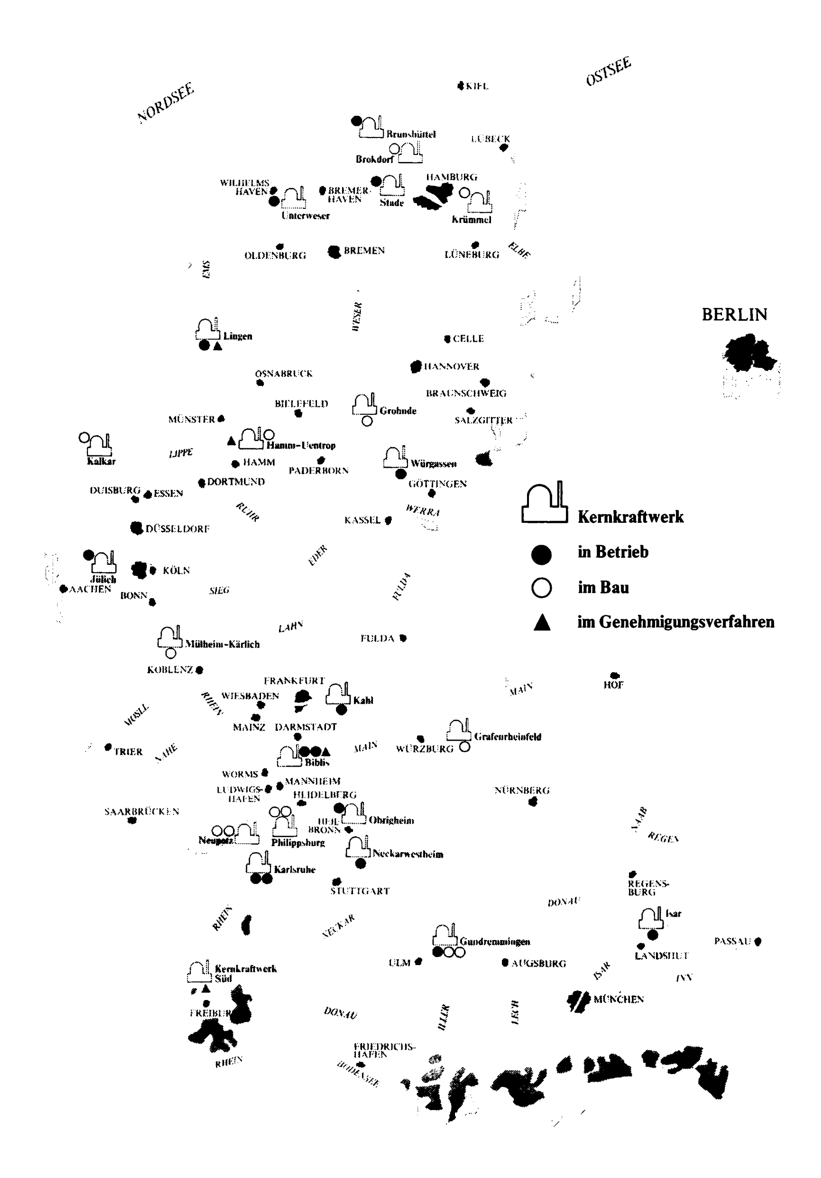


Abbildung 7 Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland

Beim Gasturbinenkreislauf des Hochtemperaturreaktors fällt die Abwärme schon bei reiner Stromerzeugung auf einem so hohen Temperaturniveau an, daß sie unmittelbar zur Raumheizung eingesetzt werden kann (vgl. Kapitel 7). Generell ist bei der Nutzung der Abwärme jedoch auch die Wirtschaftlichkeit zu berücksichtigen. Außerdem setzt sie die Installation umfangreicher Rohrleitungsnetze voraus, die – von wenigen Ausnahmen abgesehen – heute noch nicht zur Verfügung stehen und hohe Investitionen nicht nur der öffentlichen Hand, sondern auch der Privathaushalte erfordern.

2.5. Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland

Mitte 1979 betrug die in der Bundesrepublik Deutschland installierte Kernkraftwerkskapazität 9309 MW_e [11]. Das sind etwa 11% der insgesamt installierten elektrischen Kraftwerksleistung. Die Kernkraftwerkskapazität verteilt sich auf 15 Anlagen, von denen die älteste, das Versuchskraftwerk Kahl, 1961, und die jüngste, das Kernkraftwerk Unterweser, 1978 in Betrieb genommen wurden. Abbildung 7 zeigt die Standorte der 15 in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke. Ebenfalls angegeben sind die im Bau befindlichen und die geplanten Anlagen.

Über die Jahre 1970 bis 1977 betrug die jährliche Nutzung der in Betrieb befindlichen Anlagen 5500 Stunden, was einem Leistungsfaktor von 63% entspricht. Die mittleren Zeitverfügbarkeiten beliefen sich auf 65 bis 75% [12].

Literatur

[1] *Glastone, S., Edlund, M. C.:* Kernreaktortheorie, eine Einführung. Wien: Springer-Verlag

[2] *Fassbender, J.:* Einführung in die Reaktorphysik. Thiemig-Taschenbücher, Band 12, 1967

[3] *Gerwin, R.:* Kernkraft heute und morgen. Stuttgart: Deutsche Verlagsanstalt, 1971

[4] *Huttach, A., Putschögl, G., Ritter, M.:* Die Nuklearanlage des Kernkraftwerks Biblis. Atomwirtschaft. Bd. 19, 1974, S. 420

[5] Kernkraftwerk Philippsburg, Technische Daten. Kernkraftwerk Philippsburg GmbH, 7522 Philippsburg, Juli 1971

[6] Brown, Boveri & Cie AG, Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH, 300-MW_e-Kernkraftwerk Hamm-Uentrop der HKG mit Thorium-Hochtemperaturreaktor im VEW-Kraftwerk Westfalen. Firmendruckschrift: D HRB 60197 D. März 1976

[7] Jahresbericht der Kernforschungsanlage Jülich 1972

[8] *Scheuten, D. H.:* Organisation und wirtschaftliche Bedeutung der Brüterentwicklung. Atomwirtschaft. Bd. 17, 1972, S. 366

[9] Projektgesellschaft Schneller Brüter GBR: Kernkraftwerk Kalkar (Broschüre), Juli 1971

[10] *Hübel, H.:* Kontroverse Themen der Kernenergie: Sind Schnelle Brüter ein Sicherheitsrisiko? Vortrag auf der Reaktortagung 1978 in Hannover

[11] Atomstrom-Statistik, Mai 1979. Atomwirtschaft, August/September 1979, A 208

[12] *Hünlich, W.:* Encouraging performance of nuclear power plants. Nuclear Engineering International, Dezember 1978

3. Die Sicherheit von Kernkraftwerken

P. Borsch, E. Münch
Programmgruppe Kernenergie und Umwelt der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

3.1. Einleitung

Eine der zentralen Fragen in der Diskussion um Nutzen und Risiko der Kernenergie ist die Frage nach der Sicherheit von Kernkraftwerken. Eine absolute Sicherheit ist im technischen Bereich nicht zu erzielen. Jede technologische Errungenschaft und alle technischen Einrichtungen sind mit gewissen Risiken verbunden, die von den Menschen bisher akzeptiert wurden, wenn sie ihnen – verglichen mit gewohnten Risiken – erträglich erschienen. Im Unterschied zu vielen anderen Technologien sind bei der friedlichen Nutzung der Kernenergie von Anfang an sehr hohe Sicherheitsanforderungen gestellt worden. Dadurch wurde ein Sicherheitsstand erreicht, der das auch in der Kerntechnik bestehende Risiko auf ein Minimum, das sogenannte „Restrisiko", reduziert. Die Größe des Restrisikos ist ein Maß für die Sicherheit von Kernkraftwerken. Unter diesem Aspekt soll die Frage nach der Sicherheit beantwortet werden.

Den unbestreitbaren Vorteilen der Kernenergie

- Verringerung der Abhängigkeit von fossilen Primärenergieträgern,
- Vermeidung der bei fossilen Kraftwerken durch chemische Schadstoffe entstehenden Umweltbelastungen,
- preiswerte Erzeugung elektrischer Energie im Vergleich mit anderen Energieträgern

steht der deutliche Nachteil gegenüber, daß bei der Kernspaltung radioaktive Spaltprodukte entstehen. Aufgabe der Reaktorsicherheit ist es nun, dieses radioaktive Material aus dem ökologischen System fernzuhalten, d. h. die Umwelt wirksam vor diesen radioaktiven Stoffen und damit vor den Einwirkungen der von diesen Stoffen ausgesandten Strahlen zu schützen. Die Frage nach der Sicherheit von Kernkraftwerken ist demnach gleichbedeutend mit der Frage, ob diese Aufgabe gelöst ist. Am Beispiel von Leichtwasser-Reaktoren sollen die sicherheitstechnischen Maßnahmen für den Normalbetrieb und für Störfälle erläutert werden. Entsprechende Bedingungen sind – als Folge von behördlichen Vorschriften oder von Auflagen in den Genehmigungsverfahren – auch bei Bau oder Betrieb anderer Reaktorsysteme sowie für den gesamten Brennstoffkreislauf zu erfüllen.

3.2. Quellen der Radioaktivität im Reaktor

Radioaktive Stoffe entstehen im Reaktor als die Produkte der ablaufenden Kernspaltungen; es sind die sogenannten Spaltprodukte. Die Zusammensetzung des Spaltproduktinventars hängt hauptsächlich von der Bestrahlungszeit, der Bestrahlungsweise und der Halbwertszeit der entstandenen Spaltprodukte ab. Kritiker behaupten gerne, daß ein 1000-MW_e-Reaktor nach etwa einem Jahr Betrieb soviel langlebige Spaltprodukte enthalte wie 1000 Hiroshima-Bomben. Dieser Vergleich soll einen engen Zusammenhang zwischen einer Atombombe und einem Kernreaktor konstruieren, der aber völlig unzutreffend ist. Die ungeheuer verheerende Wirkung einer Atombombe ist fast ausschließlich auf die plötzlich freigesetzte Druckwelle und die enorme Hitzeentwicklung zurückzuführen, erst längerfristig auf die Wirkung radioaktiver Strahlung. Langlebige Spaltprodukte verursachen z. B. den radioaktiven Fallout. Ein Vergleich mit dem Kernreaktor ist unzulässig, weil selbst bei einer eventuellen massiven Freisetzung von Spaltprodukten die Auswirkungen völlig anders sind. Eine nukleare Explosion ist beim Reaktor aus physikalischen Gründen nicht möglich, da die Zusammensetzung eines Reaktors und seines Kernbrennstoffs völlig unterschiedlich von der Konstruktion und der Spaltstoffzusammensetzung einer nuklearen Bombe ist.

Eine weitere Quelle radioaktiver Stoffe sind die sogenannten Aktivierungsprodukte. Durch die Neutronenstrahlung, die vom Reaktorkern ausgeht, werden im Primärkühlmittel, in Verunreinigungen des Kühlmittels und aus Korrosionsprodukten durch Kernumwandlung radioaktive Isotope (z. B. Tritium, Argon-41 und Stickstoff-16) gebildet. Aus dem Kühlkreislauf werden die radioaktiven Verunreinigungen durch Reinigung (Verdampfung, Ionenaustausch, Fällung, Ausfrieren, Filtration) weitgehend entfernt; ein ähnliches System von Filteranlagen sorgt für die Reinigung der Abluft. Ein kleiner Anteil von radioaktiven Emissionen geht über Abluft und Abwasser in die Umgebung. Die erlaubten Mengen sind durch gesetzliche Regelungen auf geringe Werte festgelegt. Über die dadurch verursachte Strahlenbelastung wird an anderer Stelle [1] berichtet.

3.3. Barrieren gegen Spaltprodukte

Spaltprodukte existieren gasförmig (Xenon-133, Krypton-85), flüchtig (Jod-131) und fest (Cäsium-137, Strontium-90). Ein Entweichen der Spaltprodukte wird durch drei Barrieren verhindert (Abbildung 1): Die erste Barriere stellt die dichte Brennelementhülle aus einer Zirkonium-Legierung dar. Obwohl die Spaltprodukte auch im Kristallgitter des Brennstoffs selbst zurückgehalten werden, wird als erste Barriere die Hülle der Brennelemente angesehen, die für Spaltprodukte undurchlässig ist. Es lassen sich jedoch Möglicheiten denken, daß diese Hülle undicht wird und gasförmige oder leicht flüchtige Spaltprodukte in das Kühlmittel und damit in den Primärkreislauf gelangen. Um die Umgebung auch hiervor zu schützen, umgibt man das Kühlmittel mit dem sogenannten Reaktordruckbehälter. Dies ist ein äußerst stabiles Gefäß, das allen auftretenden Belastungen durch Druck, Temperatur und Strahlung standhält [2]. Um den Druckbehälter herum ist die biologische Abschirmung aufgebaut, die die Umgebung vor direkter Strahlung schützt. Doch auch mit dieser zweiten Barriere gibt man sich nicht zufrieden, denn es könnten durch eventuelle Undichtigkeiten trotz allem winzige Mengen von Spaltprodukten aus diesem Gefäß oder dem Primärkreislauf herausgelangen. Deshalb wird das gesamte System noch mit einem Sicherheitsbehälter umgeben, der als dritte Barriere den gesamten nuklearen Teil der Kraftwerks-

anlage umschließt. Er ist so ausgelegt, daß er auch bei der schwersten technischen Störung – dem Bruch einer Hauptleitung im Primärkreislauf – die gesamte dabei auftretende Dampf- oder Gasmenge aufnehmen kann. Diese dritte Barriere ist mit einer Stahlbetonhülle umgeben, die auch den Schutz des Reaktors gegen äußere Einwirkungen übernimmt [3, 4].

Dieser Schutz sorgt dafür, daß selbst beim Absturz einer schnellfliegenden Düsenmaschine, bei einem Erdbeben oder bei der Explosion von Gaswolken keine Beeinträchtigung der Umgebung des Kernkraftwerks durch den Reaktor verursacht wird.

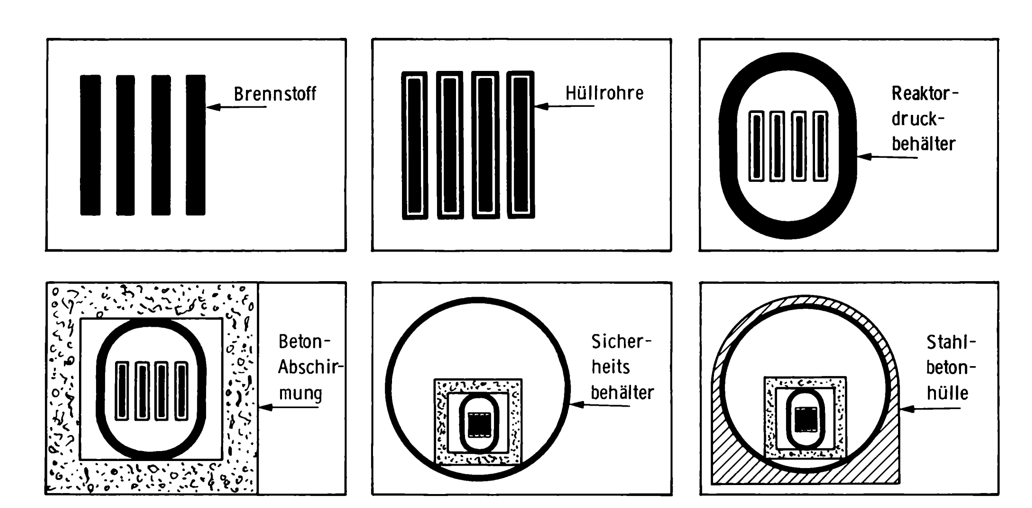


Abbildung 1 Die Sicherheitshüllen eines Reaktors

3.4. Qualitätskontrolle und Prüfung

Die Brennelemente, der Reaktordruckbehälter, der Sicherheitsbehälter und die sonstigen für die Sicherheit wichtigen Komponenten unterliegen bei der Herstellung einer ständigen Prüfung und während des Betriebes einer andauernden Überwachung. Für die Qualitätskontrolle werden erhebliche Summen ausgegeben: während dieser Anteil an den gesamten Investitionskosten der Kernkraftwerke im Jahre 1960 noch unter 10% lag, stieg er bis 1970 auf 15% und liegt heute bei etwa 25% [5]. In bestimmten zeitlichen Abständen finden die vorgeschriebenen Wiederholungsprüfungen statt, deren Durchführung von den zuständigen Sicherheitsbehörden überwacht wird. Damit ist für den Normalbetrieb eine ausreichende Sicherheit gewährleistet.

3.5. Störfälle und GaU

Mit der Frage von Störfällen hat sich die Kerntechnik von Anfang an außerordentlich stark beschäftigt. Keine technische Anlage unterliegt so hohen Sicherheitsanforderungen wie eine kerntechnische, und auch keine technische Anlage erfüllt sie in so weitgehendem Maße.

Schon bei der Konstruktion der Anlage wird analysiert, mit welchen Störfällen gerechnet werden kann, welche Folgen sie haben und mit welcher Wahrscheinlichkeit sie auftreten können. Man erhält dabei ein sogenanntes „Störfallspektrum". An einem Ende enthält es zahlreiche verschiedene kleinere Störfälle, die mit einiger Wahrscheinlichkeit zu erwarten sind, aber keine oder kaum eine Beeinträchtigung der Umwelt darstellen. Am anderen Ende stehen Störfälle mit möglicherweise hoher Freisetzung von Spaltprodukten, aber außerordentlich geringer Wahrscheinlichkeit. Man legt nun – letzten Endes per Definition – fest, welche dieser Störfälle zu den „Auslegungsstörfällen" gehören, welche also nach menschlichem Ermessen überhaupt auftreten können und eine Schädigung des Betriebspersonals oder sogar der Umwelt befürchten lassen. Damit solche Schädigungen vermieden werden, werden Sicherheitseinrichtungen (wie z. B. das Notkühlsystem) gefordert, die dafür sorgen, daß die Auslegungsstörfälle schlimmstenfalls zur Stillegung der Anlage führen, daß aber die Umgebung keinesfalls durch eine unzulässige Strahlenbelastung beeinträchtigt wird. Der „Größte anzunehmende Unfall", auch GaU genannt, gehört zu den Auslegungsstörfällen und ist nach seiner Definition der größte technische Störfall, der nach menschlichem Ermessen in der Anlage möglich und für den sie deshalb auszulegen ist. Die Auslegungsstörfälle werden also so behandelt, als ob sie sicher (also mit der Wahrscheinlichkeit 1) eintreten würden.

Insbesondere müssen während des Betriebes Leistungsüberschläge mit unzulässiger Aufheizung der Brennelemente, welche eine Freisetzung von Spaltprodukten zur Folge haben könnten, unter allen Umständen verhindert werden. Dies geschieht entweder durch eine aktive Abschaltung durch das Einführen von Absorberstäben, oder aber passiv durch die Wirkung des negativen Temperaturkoeffizienten, der bewirkt, daß bei steigender Temperatur im Reaktor die Kettenreaktion behindert wird. Nach dem Betrieb, nach Abschaltung des Reaktors, ist dafür gesorgt, daß die Nachwärme abgeführt wird. Die Nachwärme entsteht durch die Zerfallswärme der Spaltprodukte und kann in Abhängigkeit von der Zeit nach dem Abschalten 5 bis 2% der Ausgangsleistung betragen; das entspricht bei einem Kraftwerk von 1000 MW_e und einer thermischen Leistung von 3000 MW_{th} etwa 60 bis 150 MW_{th}. Ohne eine ausreichende Wärmeabfuhr würden die Brennelemente schmelzen und könnten damit erhebliche Mengen an Spaltprodukten freisetzen.

Gegen Störfälle – von kleineren Störungen bis zum „Größten anzunehmenden Unfall", dem GaU – sind nun Sicherheitseinrichtungen vorhanden, die automatisch arbeiten, ohne menschliche Beeinflussung. Sie sorgen im Störfall für die Abschaltung des Reaktors, leiten, wenn erforderlich, die Notkühlung der Brennelemente zur Abfuhr der Nachwärme ein und verhindern, daß die Umgebung des Kernkraftwerks beeinträchtigt wird. Auch beim GaU tritt also keine Gefährdung der Umgebung durch die Reaktoranlage auf.

Der größte anzunehmende Unfall bei einem Leichtwasser-Reaktor ist der Bruch einer Hauptkühlmittelleitung: Augenblicklich würde der Reaktor entlastet, Dampf und Wasser würden aus der Bruchstelle austreten und im Sicherheitsbehälter aufgefangen werden. Sofort tritt die Notkühlung (Abbildung 2) in Aktion. Kühlwasser würde sowohl als heiße Einspeisung – also von oben – als auch als kalte Einspeisung – also von unten – an den Reaktorkern gebracht werden, so daß auf jeden Fall gewährleistet ist, daß Wasser durch den Kern tritt und ihn kühlt und nicht sofort aus der Bruchstelle heraustritt. Das Wasser wird aus Vorratsbehältern entnommen.

Man gibt sich aber nicht damit zufrieden, durch Sicherheitseinrichtungen die Auswirkungen von Störfällen zu begrenzen, sondern sorgt auch dafür, daß die Sicherheitseinrichtungen mehrfach ausgelegt sind, damit sie auch bei Folgestörungen einwandfrei funktionieren können. Man nennt dies eine „redundante" Auslegung (Abbildung 3). Die Notkühlung

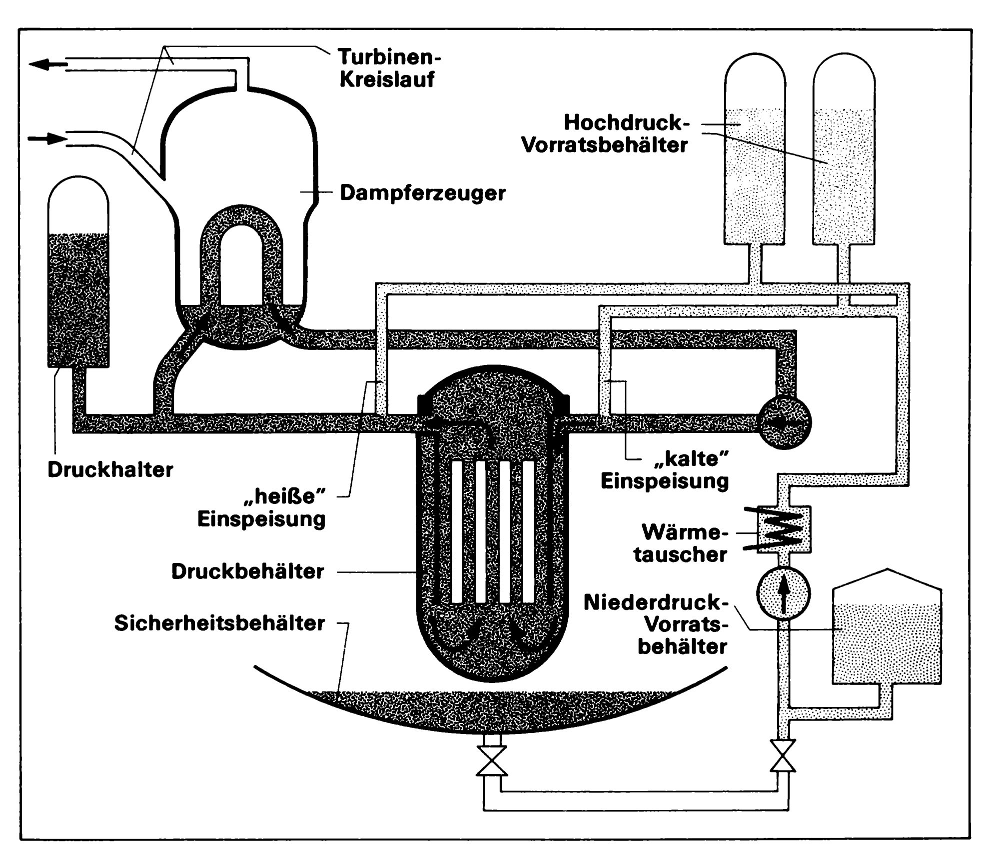


Abbildung 2 Schematische Darstellung des Notkühlsystems für einen Druckwasser-Reaktor (nur eins von 4 Systemen eingezeichnet)

z. B. ist vierfach ausgelegt. Dabei hat man den höchst ungünstigen Fall vor Augen, daß eine Notkühleinrichtung zum Zeitpunkt der Anforderung in Reparatur ist, die zweite ausfällt und das Kühlwasser der dritten z. T. direkt wieder aus der Bruchstelle austritt. Dann ist die vierte in der Lage, die Kühlung des Reaktors zu übernehmen und ein Kernschmelzen zu verhindern.

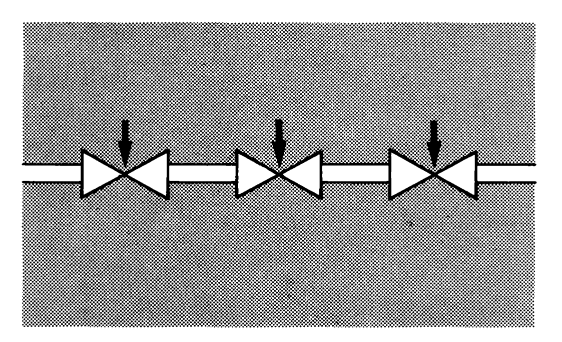
Die Eintrittswahrscheinlichkeit für einen GaU ist allerdings gering: Solche „Größten anzunehmenden Unfälle" sind nur etwa einmal in 10000 Jahren pro Reaktor zu erwarten [6, 7].

Wie bei vielen technischen Einrichtungen ist auch bei Kernkraftwerken das tatsächliche Auftreten von Störfällen kein Indiz für die mangelhafte Beherrschung der Technik; sie sind prinzipiell auch bei noch so großem Aufwand nicht völlig auszuschließen. Allerdings erlangen Störfälle in kerntechnischen Anlagen eine wesentlich größere Beachtung als vergleichbare Ereignisse in anderen Industrieanlagen.

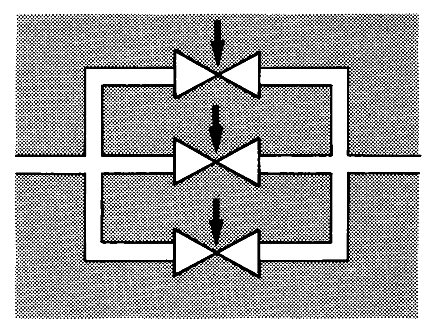
Auch der Störfall im Kernkraftwerk Three Mile Island bei Harrisburg – der bisher schwerste in einem kommerziellen Kernkraftwerk – hat zwar zu großem Schaden und weltweiter Pu-

z. B. Versagenswahrscheinlichkeit für 1 Ventil:
$\frac{1}{100}$ pro Anforderung

Versagenswahrscheinlichkeit für 3 Ventile gleichzeitig:
$\frac{1}{100} \cdot \frac{1}{100} \cdot \frac{1}{100} = \frac{1}{1000000}$ pro Anforderung



A Redundanz in der Schließfunktion



B Redundanz in der Öffnungsfunktion

Abbildung 3 Redundanz am Beispiel von Ventilen

blizität geführt, doch war insgesamt die Strahlenbelastung der Bevölkerung nur gering, so daß allenfalls theoretisch geringe Konsequenzen erwartet werden können. (Nach Angaben der Strahlenbiologen sind bei den 2 Mio. Menschen in der Umgebung zu den ca. 300000 „spontanen" Krebserkrankungen in 30 Jahren etwa 1–2 zusätzliche Fälle theoretisch zu erwarten.)

3.6. Hypothetische Störfälle

Mit einiger Phantasie kann man sich natürlich auch Störfälle ausdenken, die über den GaU hinausgehen, sogenannte hypothetische Störfälle. Sie sind dadurch gekennzeichnet, daß ihre Eintrittswahrscheinlichkeit sehr viel kleiner ist als die Eintrittswahrscheinlichkeit des „Größten anzunehmenden Unfalls" oder eines anderen Auslegungsstörfalls. Es ist nicht möglich, gegen jede Art hypothetischer Störfälle Sicherheitseinrichtungen zu schaffen, so ist es technisch nicht durchführbar, einen Reaktor wirkungsvoll und absolut sicher z. B. gegen den Einschlag eines Meteoriten zu schützen. Daher greift man bei der Behandlung hypothetischer Störfälle zu einer sogenannten „probabilistischen" Betrachtungsweise.

Eine probabilistische Betrachtungsweise berücksichtigt bei der Sicherheitsanalyse, die im folgenden noch ausführlich dargestellt wird, die Eintrittswahrscheinlichkeit jedes überhaupt denkbaren Störfalles und die Auswirkungen, die durch diesen Störfall verursacht werden. Es wird z. B. untersucht, welche Folgen das Versagen von beliebigen Einzelteilen und Komponenten im Kernkraftwerk hat und welche Wahrscheinlichkeiten sich für das Ausfallen dieser Komponenten ergeben. Die Ausfallwahrscheinlichkeiten werden aus Ver-

gleichsdaten von bereits im Einsatz befindlichen Komponenten (Ventile, Rohrleitungen, Schalter, Druckbehälter usw.) oder aus experimentell gewonnenen Werten ermittelt. Falls für einzelne Komponenten kein ausreichendes Datenmaterial erhältlich ist, wird dies durch erhöhte Sicherheitszuschläge berücksichtigt.

Aus dem Produkt von Eintrittswahrscheinlichkeit und Auswirkung ergibt sich das durch den Störfall verursachte Risiko. Liefert die Sicherheitsanalyse ein zu großes Risiko, müssen Komponenten mit geringerer Ausfallwahrscheinlichkeit verwendet werden, oder es sind Sicherheitseinrichtungen notwendig, die die Auswirkungen des Störfalls begrenzen.

Die Wahrscheinlichkeit für ein großes Leck (über 400 cm^2) in einer Hauptkühlmittelleitung ist etwa $2{,}7 \cdot 10^{-4}$ pro Reaktor und Jahr. Daraufhin würde die Notkühlung als Sicherheitseinrichtung in Aktion treten. Ein Versagen des Notkühlsystems ist mit etwa $2 \cdot 10^{-3}$ pro Anforderung angegeben. Damit ergibt sich für ein großes Leck in einer Hauptkühlmittelleitung bei gleichzeitigem Ausfall der Notkühlung eine Eintrittswahrscheinlichkeit von etwa $5 \cdot 10^{-7}$ pro Reaktor und Jahr, d.h. etwa einmal in 2 Mio. Jahren [13].

3.7. Sicherheitsanalyse

Die Ermittlung aller theoretisch denkbaren Störfallabläufe, ihrer Eintrittswahrscheinlichkeiten und Auswirkungen ist Gegenstand der Sicherheitsanalyse. Zwei dazu wichtige Methoden, die Fehlerbaum-Analyse und die Ereignisbaum-Analyse, sollen hier dargestellt werden.

Beim Fehlerbaum geht man von einem angenommenen Störfallereignis aus und fragt, welche Ursachen dazu führen können. Abbildung 4 zeigt einen vereinfachten Ausschnitt aus einem solchen Fehlerbaum. Die Ursachen, die zu einem Störfall führen, werden so lange weiter zurückverfolgt, bis man auf Einzelkomponenten stößt, deren Ausfallraten entweder bekannt sind oder mit vernünftigem Aufwand experimentell bestimmt werden können. Wo das nicht möglich ist, wird nach der sicheren Seite hin abgeschätzt, d.h., die Ungenauigkeit der vorliegenden Daten wird durch erhöhte Sicherheitszuschläge kompensiert. Die meisten Komponenten und Werkstoffe in einem Kernkraftwerk sind jedoch die gleichen, wie sie auch in konventionellen Anlagen vorkommen. Daher ist es möglich, ihre Versagenswahrscheinlichkeit in vielen Fällen aus langjähriger Erfahrung zu beurteilen.

Aus dem Fehlerbaum kann (in der Abbildung von unten nach oben) mit Hilfe mathematischer Methoden die Wahrscheinlichkeit für das Eintreten des angenommenen Störfallereignisses – z.B. Ausfall der elektrischen Energieversorgung – berechnet werden. Im Beispiel der Abbildung 4 bedeutet dies: die elektrische Energieversorgung für eine bestimmte Sicherheitseinrichtung fällt aus, wenn entweder die Wechselspannung oder die Gleichspannung ausfällt. In diesem Falle sind beide Wahrscheinlichkeiten zu addieren (z.B. $10^{-4} + 10^{-4} = 2 \cdot 10^{-4}$). Damit die Wechselspannung ausfällt, müssen Eigenversorgung und Fremdversorgung ausfallen; die Wahrscheinlichkeiten sind für die Forderung des gleichzeitigen Versagens zu multiplizieren (z.B. $10^{-4} \cdot 10^{-4} = 10^{-8}$). Auf diese Weise ist es möglich, aus den einzelnen Ausfallraten und Versagenswahrscheinlichkeiten mit Hilfe des Fehlerbaums die Eintrittswahrscheinlichkeit für ein angenommenes Störfallereignis zu bestimmen.

Beim Ereignisbaum beschreitet man den umgekehrten Weg (Abbildung 5). Es wird untersucht, welche Folgen das Versagen eines Einzelteils – ein störfallauslösendes Ereignis – hat

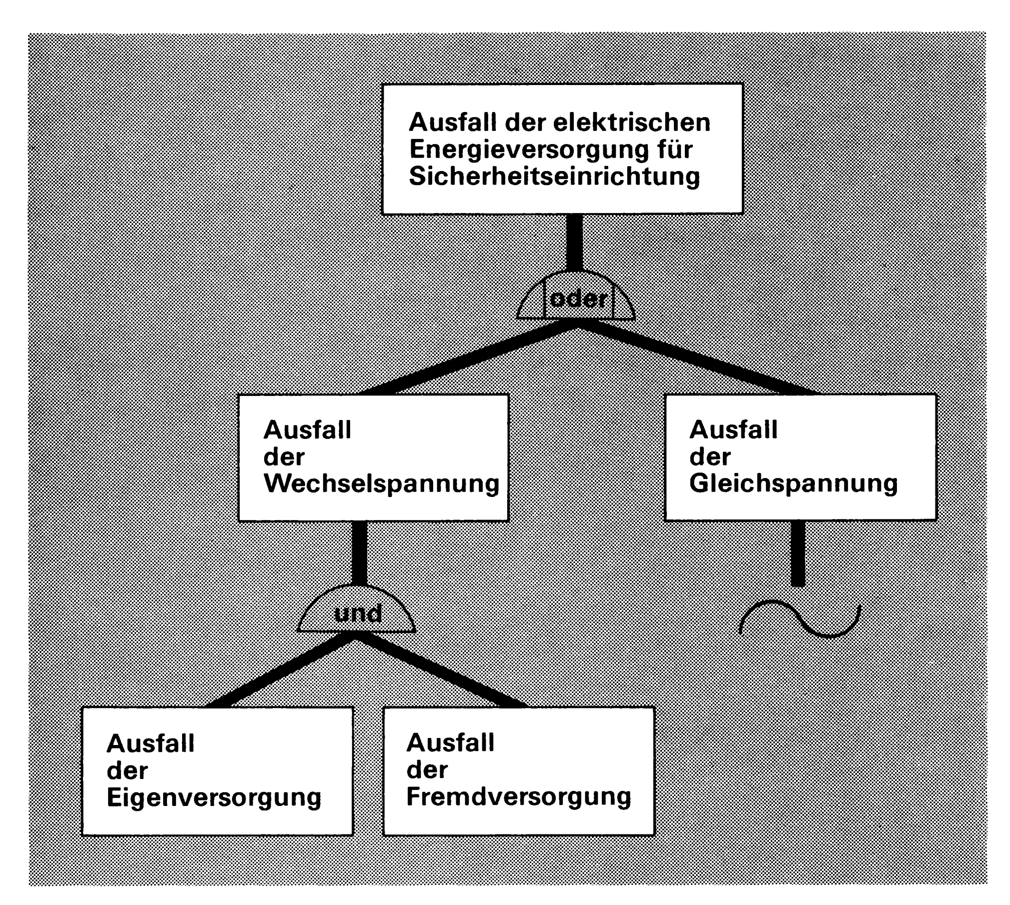


Abbildung 4 Fehlerbaum

und mit welchen Wahrscheinlichkeiten gefährliche Auswirkungen auftreten. Die Einzelwahrscheinlichkeiten für das Versagen, in Abbildung 5 mit P_A, P_B, P_C usw. bezeichnet, werden der Fehlerbaum-Analyse entnommen. Die Wahrscheinlichkeit für das Nichtversagen, für den Erfolg, ist dann entsprechend $(1-P_A)$, $(1-P_B)$ usw. In Wirklichkeit sind Fehler- und Ereignisbäume sehr viel feiner unterteilt und umfangreicher, so daß die Auswertung mit Hilfe von elektronischen Datenverarbeitungsanlagen und mit ausgeklügelten mathematischen Methoden erfolgt.

Allerdings lassen sich aus logischen Gründen einzelne Zweige des Ereignisbaumes eliminieren. So führt z. B. der Ausfall der gesamten elektrischen Versorgung (Abbildung 5) auch zum Ausfall aller nachfolgenden aktiven Schutzsysteme und es bleibt nur ein Teil der Zweige übrig.

Mit ausführlichen Analysen und unter Benutzung von umfangreichen Rechenprogrammen werden für die einzelnen Zweige des Ereignisbaumes, also für die verschiedenen Störfallabläufe, die Auswirkungen berechnet, die sich für die Reaktoranlage, für einzelne Komponenten und Systeme und insbesondere für die Umgebung des Reaktors ergeben.

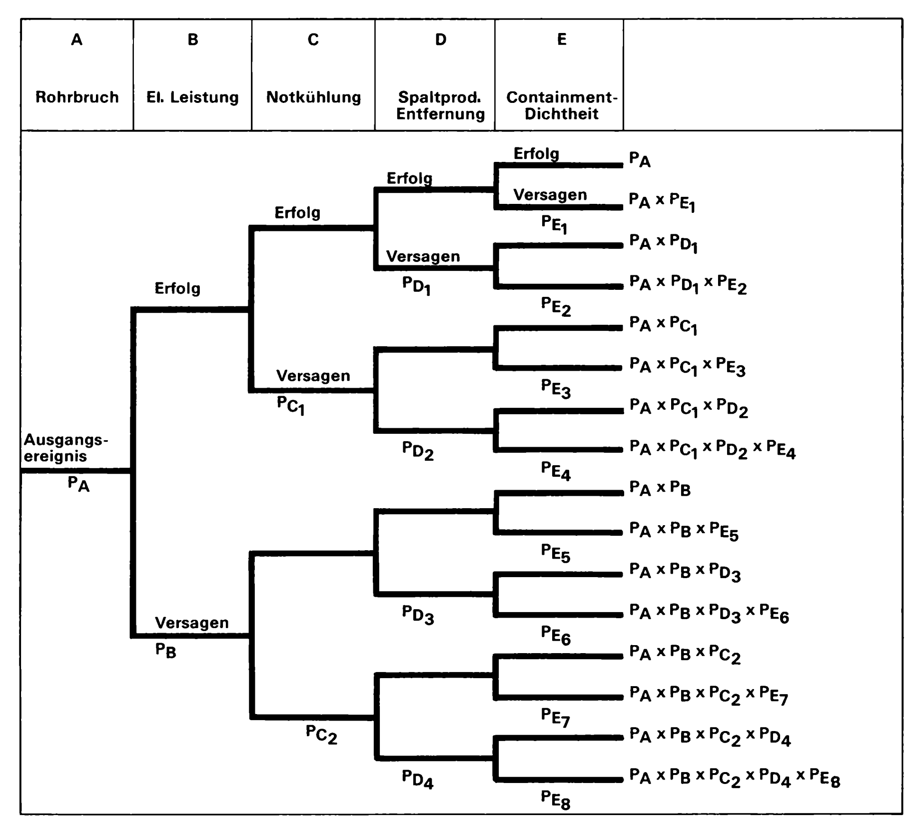


Abbildung 5 Ereignisbaum

Auf diese Weise läßt sich ein weitgehend vollständiges Bild des gesamten Störfallspektrums gewinnen. Dabei gelingt es auch, eventuell noch vorhandene schwache Stellen des Systems aufzudecken und durch gezielte Verbesserungen – Erhöhung der Redundanz, Material- oder Komponentenertüchtigung, zusätzliche Sicherheitseinrichtungen – die Sicherheit zu erhöhen. Durch Empfindlichkeitsstudien ist man zu dem Ergebnis gekommen, daß die Sytemsicherheit sich nur unbedeutend ändert, wenn Angaben über einzelne Ausfallraten recht kräftig verändert werden [8]. Die Erfahrungen mit real vorgekommenen Störfällen (z. B. in Würgassen oder Browns Ferry, USA) haben gezeigt, daß auch unvorhergesehene Störfälle – z. B. durch nicht optimales Verhalten des Reaktorpersonals – so abgedeckt sind, daß keine Beeinträchtigung des Reaktorpersonals und der Umgebung auftrat.

Für ein Teilrisiko i ist das Produkt aus Eintrittswahrscheinlichkeit P_i und Auswirkung C_i das Risiko R_i. Wenn die Eintrittswahrscheinlichkeit in Ereignissen pro Zeiteinheit angegeben wird und die Auswirkung in Schaden pro Ereignis, so ist das Risiko als Schaden pro Zeiteinheit definiert:

$$\text{Risiko} \left\{\frac{\text{Schaden}}{\text{Zeiteinheit}}\right\} = \text{Eintrittswahrscheinlichkeit} \left\{\frac{\text{Ereignisse}}{\text{Zeiteinheit}}\right\} \times \text{Auswirkung} \left\{\frac{\text{Schaden}}{\text{Ereignis}}\right\}$$

$$R_i = P_i \cdot C_i$$

Beispiel: $\frac{\text{Zahl der Unfalltoten}}{\text{Jahr}} = \frac{\text{Zahl der Unfälle}}{\text{Jahr}} \times \frac{\text{Zahl der Toten}}{\text{Unfall}}$

Das Gesamtrisiko ergibt sich als Summe der Teilrisiken aus allen möglichen Ursachen, also

$$R = \sum R_i = \sum P_i C_i$$

Tabelle 1 zeigt verschiedene zivilisatorische und technische Risiken im Vergleich mit dem Risiko von Kernkraftwerken.

Tabelle 1
Vergleich verschiedener Risiken [9]

	Tote pro 1 Mio. Personen und Stunde
Straßenverkehr	0,5
Linienflug	0,9
Haushalt und Freizeit	0,05
Staudammbruch	0,01
Kernkraftwerk: Katastrophaler Unfall	0,00001
	Erkrankungen pro 1 Mio. Personen und Stunde
Kernkraftwerke im Normalbetrieb	0,0004

3.8. Rasmussen-Studie

In den USA ist mit einem Aufwand von mehr als 50 Mannjahren eine umfangreiche Studie angefertigt worden, die nach dem Leiter der Studiengruppe Rasmussen-Report [10, 11] genannt wird. Die Studie behandelt die Eintrittswahrscheinlichkeiten und die Folgen von Reaktorunfällen, die zum Zusammenschmelzen eines Teils oder des gesamten Reaktorkerns führen würden.

Die Studie weist nach, daß ein Kernschmelzunfall sehr unterschiedliche Auswirkungen haben kann. Zahlreiche Kombinationen von Störfallabläufen und ihre Eintrittswahrscheinlichkeiten wurden analysiert. Die Auswirkungen wurden als Funktion der Menge der freigesetzten radioaktiven Produkte, der Wetterbedingungen und der Anzahl der strahlenexponierten Personen berechnet. Nach dem Ergebnis der Studie kann als untere Grenze des Risikos einmal in 20000 Jahren pro Reaktor ein Kernschmelzunfall eintreten, der jedoch keine Toten und keine Verletzten, sondern lediglich einen Sachschaden von einigen 100000 Dollar zur Folge hätte. Als obere Grenze des Risikos ist ein Unfall angegeben, der einmal in einer Milliarde Jahren pro Reaktor auftreten kann, dann allerdings 3300 Soforttote, 45000 Verletzte, 45000 zusätzliche Krebsfälle verteilt über 30 Jahre und einen Sachschaden von mehr als 14 Mrd. Dollar (einschließlich der Kosten für radioaktiv verschmutzte Bodenflächen) verursachen würde.

Um das Risiko der Kernenergie zu bewerten, muß man es mit anderen zivilisatorischen Risiken und dem Risiko von Naturereignissen vergleichen. Abbildung 6 zeigt das Risiko von insgesamt 100 Kernkraftwerken im Vergleich mit zivilisatorischen Risiken. Berücksichtigt

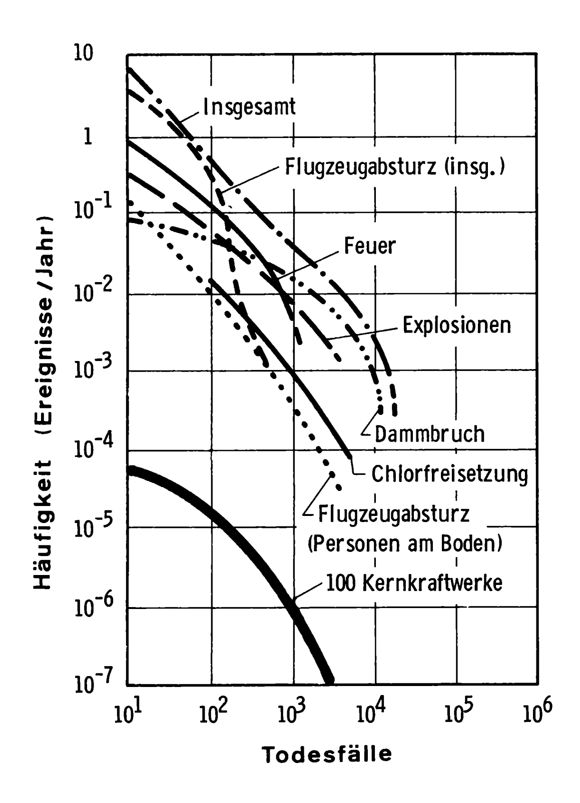


Abbildung 6 Das Risiko der Kernenergie im Vergleich mit anderen zivilisatorischen Risiken [10]

wurden Flugzeugabstürze, Feuer, Explosionen, Staudammbrüche und Chlorfreisetzungen aus der chemischen Industrie. Aufgetragen ist die Eintrittswahrscheilichkeit eines Unfalltyps, der eine vorgegebene Anzahl von Toten nach sich zieht. Abbildung 7 zeigt in der gleichen Auftragung das Risiko von 100 Kernkraftwerken im Vergleich mit dem Risiko durch die Naturereignisse Erdbeben, Tornado und Hurrikan.

In den Abbildungen ist deutlich zu erkennen, daß die zivilisatorischen und naturbedingten Risiken 500- bis 10000mal größer sind als das Risiko von 100 Kernkraftwerken. Erst ein so extremes Naturereignis wie der Absturz eines Meteoriten (Abbildung 7) liefert vergleichbare Risikowerte für den Todesfall.

Im Jahre 1978 wurde das Ergebnis eines unabhängigen Ausschusses veröffentlicht [12], der mit der Überprüfung der Rasmussen-Studie beauftragt war. Der Bericht, der nach dem Leiter des Ausschusses auch Lewis-Report genannt wird, stellt fest, daß der Rasmussen-Report einen gegenüber früheren Versuchen entscheidenden Fortschritt bei der Bestimmung des nuklearen Risikos darstellt. Ohne entscheiden zu können, ob die dort angegebenen Absolutwahrscheinlichkeiten von Unfallabläufen zu hoch oder zu niedrig seien, halten die Verfasser die Fehlergrenzen als viel zu eng angegeben. Dies wird auf eine unzureichende Datenbasis und auf einige fragwürdige methodische und statistische Vorgehens-

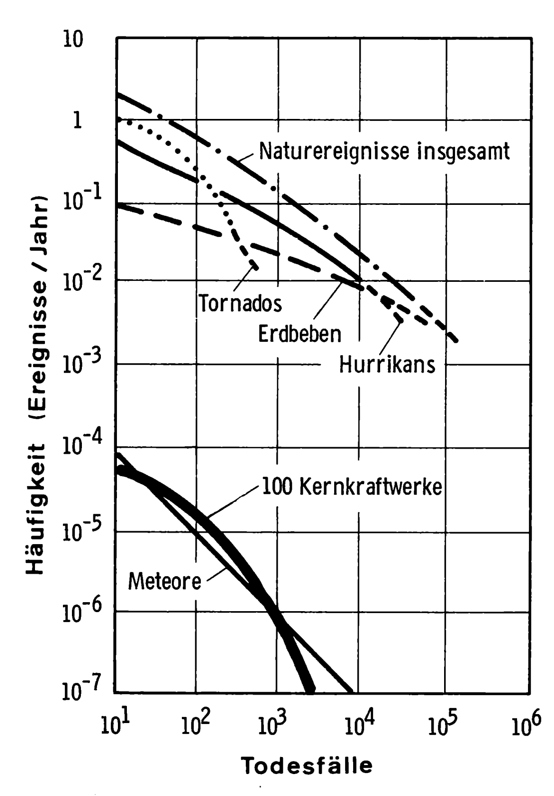


Abbildung 7 Das Risiko der Kernenergie im Vergleich mit natürlichen Risiken [10]

weisen zurückgeführt. Die in der Öffentlichkeit verbreitete Kurzfassung gebe den Inhalt der Gesamtstudie nicht richtig wieder. Trotz dieser Unzulänglichkeiten liefere die Rasmussen-Studie zum gegenwärtigen Zeitpunkt das vollständigste Bild von Unfallwahrscheinlichkeiten, die mit dem Betrieb von Kernkraftwerken verbunden sind.

3.9. Die deutsche Risikostudie

Die Ergebnisse der Rasmussen-Studie gelten für die USA, sie sind nicht ohne weiteres auf die Bundesrepublik Deutschland übertragbar. Unser Land ist dichter besiedelt, die Bevölkerungsdichte in der Nähe von Kraftwerken ist bei uns etwa dreimal größer. Die Sicherheitseinrichtungen von Kernreaktoren sind nach den Genehmigungsanforderungen in der Bundesrepublik zum Teil anders konzipiert; das deutsche Notkühlsystem z. B. besitzt mehrere Einspeisungen – im heißen und im kalten Strang. Um unter Berücksichtigung dieser Unterschiede das Risiko von Kernkraftwerken für die Bevölkerung der Bundesrepublik zu ermitteln, begann 1976 die Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) im Auftrag des Bundesministers für Forschung und Technologie unter der Leitung von Prof. A. Birkhofer eine

ähnliche Risikostudie, die im August 1979 veröffentlicht wurde [13]. Diese deutsche Risikostudie greift weitgehend auf die Methodik der Rasmussen-Studie zurück, so daß ein Vergleich der Ergebnisse beider Studien annähernd möglich ist; die deutsche Studie berücksichtigt jedoch bereits die Kritikpunkte der Lewis-Gruppe, was insbesondere an den in Abbildung 8 angegebenen Vertrauensbereichen der Kurven zu ersehen ist.

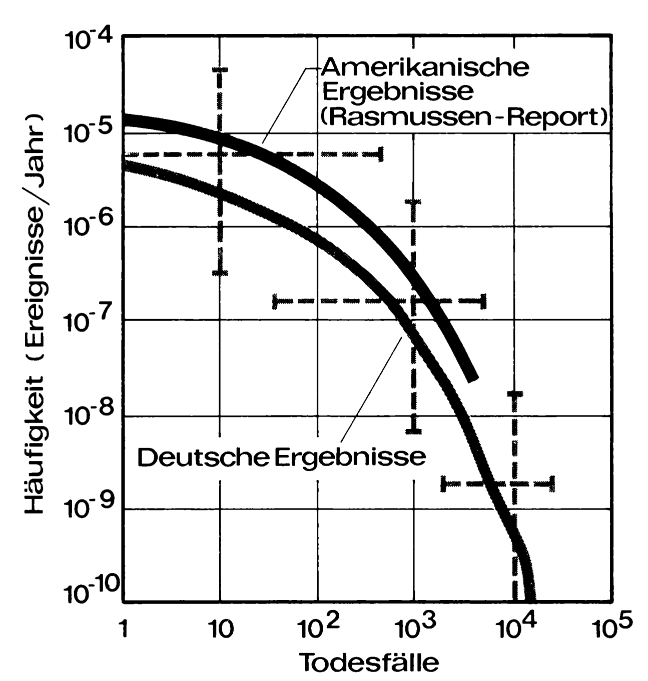


Abbildung 8 Frühe Todesfälle durch Kernkraftwerksunfälle, Vergleich der deutschen und der US-Reaktorsicherheitsstudie bei 25 Anlagen. Dargestellt sind durch Kurven die Medianwerte beider Risikostudien; die Fehlerbalken geben die Genauigkeit der Zahlenangaben für die in der deutschen Studie benutzten Erwartungswerte an. Die amerikanischen Werte wurden auf Blockgrößen von 1300 MW umgerechnet

Die deutsche Studie geht von 25 Kernkraftwerksblöcken an 19 Standorten aus. Als Ergebnis der Analyse können Kernschmelz-Unfälle zwar einmal in 10000 Reaktorbetriebsjahren vorkommen, allerdings sind nur bei 1% dieser Ereignisse – also einmal in 1 Mio. Reaktorbetriebsjahren oder bei 25 Anlagen einmal in 40000 Jahren – Unfälle mit akuten Todesfällen zu erwarten. Für schwere Unfälle untersucht die deutsche Studie auch noch Auswirkungen, die mit extrem geringer Wahrscheinlichkeit auftreten und in der amerikanischen Studie nicht mehr berücksichtigt worden waren. Dabei werden die maximalen Auswirkungen – 14500 akute Todesfälle und 104000 Spätschäden (d. h. zusätzliche Krebserkrankungen in einem Zeitraum von 3 Jahrzehnten) – mit einer Eintrittswahrscheinlichkeit von einmal in 2 Mrd. Jahren bei 25 Kernkraftwerken ermittelt. Hierbei ist jedoch zu berücksichtigen, daß dieser Maximalschaden nur einmal unter mehr als 100000 betrachteten Fällen auftritt und zur Berechnung der Spätschäden ein extrem pessimistisches Modell angewandt wurde.

Wesentliches Ergebnis ist, daß das Risiko für die Bevölkerung in der Bundesrepublik Deutschland (und in den Nachbarländern) durch hypothetische Störfälle in deutschen Kernkraftwerken trotz einer unterschiedlichen Anlagentechnik, abweichender Standortverhältnisse und teilweise anderer Vorgehensweisen bei der Analyse von gleicher Größenordnung ist wie das in der amerikanischen Studie für die Bevölkerung der USA ermittelte Risiko; es ist eher geringer (Abbildung 8). Den Hauptbeitrag zum Risiko liefert dabei menschliches Versagen beim Auftreten von kleinen Lecks an Hauptkühlmittelleitungen. Bei großen Lecks gehen die zur Unfallbeherrschung erforderlichen Sicherheitseinrichtungen automatisch in Betrieb, so daß menschliches Fehlverhalten hier nur eine untergeordnete Rolle spielt.

3.10. Sicherheitsforschung

Aus dem bisher Gesagten dürfte bereits hervorgegangen sein, daß es kein logischer Widerspruch ist, wenn einerseits behauptet wird, Kernkraftwerke seien sicher und andererseits auch vom Staat Geld für Sicherheitsforschung ausgegeben wird [14, 15]. In der Technik gibt es keine absolute Sicherheit, sie kann immer nur relativ sein und deshalb ist sie verbesserungsfähig. Weitere spezielle Gründe für die Notwendigkeit von nuklearer Sicherheitsforschung sind:

- Mit dem Übergang zu größeren und damit wirtschaftlicheren Einheiten ergaben sich teilweise qualitativ neue Sicherheitsprobleme, die gelöst werden mußten.
- Das Risiko von Kernkraftwerken soll weiter verringert werden.
- Für Reaktorstandorte in der Nähe von Ballungszentren ergeben sich erhöhte Sicherheitsanforderungen.
- Für fortgeschrittene Reaktoren -- Hochtemperatur-Reaktor und Schneller Brüter – ist noch Sicherheitsforschung zusammen mit der technischen Entwicklung großer kommerzieller Anlagen erforderlich.
- Die Methoden der Sicherheitsanalyse wurden in den letzten Jahren weiterentwickelt und erheblich verfeinert. Früher war man mangels genauerer Kenntnisse gezwungen, Sicherheitseinrichtungen überdimensioniert auszulegen; heute kann dank besserer Kenntnisse mit den gleichen Kosten eine höhere Sicherheit erreicht werden.

3.11. Zusammenfassung

Zusammenfassend läßt sich feststellen: Jedes Kernkraftwerk erfüllt die Forderung, daß die radioaktive Belastung an der ungünstigsten Stelle in der Nachbarschaft im Normalbetrieb unter 30 mrem/Jahr bleibt. Das bedeutet praktisch, daß die radioaktive Belastung der Bevölkerung weit weniger als 1 mrem/Jahr beträgt, und zwar für alle kerntechnischen Anlagen zusammen und nicht etwa pro Reaktor. Dies ist weniger als 1% der natürlichen Strahlenbelastung und stellt eine Umweltauswirkung dar, die geringer ist als bei vielen anderen Energieerzeugungsmethoden [16].

Die bisherige Bilanz des Betriebes von Kernkraftwerken ist positiv. Bis heute sind bei insgesamt etwa 2000 Reaktorbetriebsjahren weder Menschen aus der Bevölkerung zu Schaden oder gar zu Tode gekommen, noch sind größere Unfälle mit spürbaren Auswirkungen

auf die Umgebung aufgetreten. Diese positive Bilanz ist nicht zuletzt der großen Sorgfalt und Genauigkeit bei der Herstellung und Prüfung von Kernreaktoren und deren Komponenten zu verdanken. Da die Sicherheitsanforderungen im Laufe der letzten Jahre gestiegen sind und auch weiter steigen werden, ist zu erwarten, daß der hohe Sicherheitsstand in Zukunft nicht nur erhalten bleibt, sondern weiter verbessert wird.

Literatur

[1] *Feldmann, A.:* Kernenergie und Strahlenrisiko (vgl. Kapitel 11)

[2] *Stünkel, D. et al.:* Stand und Entwicklung der Reaktordruckgefäße. Atomwirtschaft. Bd. 19. 1974. S. 530–536

[3] *Sütterlin, L.:* Über die Gefährdung von Kernkraftwerken durch äußere Einwirkungen. TÜ. Bd. 16. 1975. S. 34–40

[4] *De Jong, K.-H.:* Schutz von Kernkraftwerken gegen äußere Einflüsse. Flugzeugabsturz, Druckwellen, Erdbeben. TÜ. Bd. 16. 1975. S. 41–44

[5] *Mc Master, R. C.:* Nondestructive Testing in Nuclear Power Industry. Conf. on Nondestructive Testing in the Nuclear Power Industry, Sept. 23–25, 1974. TANSAO 19 (Suppl. 2) S. 1

[6] *Birkhofer, A. et al.:* Reactor Safety in the Federal Republic of Germany. 4. Genfer Konferenz 1971, Paper Nr. 364

[7] *Mayinger, F.:* Beherrschung des Kühlmittelverlustunfalles und Probleme der Notkühlung. SVA-Tagung Sicherheit von Kernkraftwerken. Nov. 1974. Zürich: Schweizerische Vereinigung für Atomenergie (SVA) 1974

[8] *Dressler, E. et al.:* Ergebnisse einer Zuverlässigkeitsanalyse bei Verwendung unterschiedlicher Ausfalldaten. Atomwirtschaft. Bd. 20. 1975. S. 294–295

[9] *Lindackers, K.-H.:* Die Bedeutung technischer Risiken. Atomwirtschaft. Bd. 19. 1974. S. 284–288

[10] (NUREG 75/014). U.S. Nuclear Regulatory Commission. October 1975, Reactor Safety Study, An Assesment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants. WASH-1400
Der Rasmussen-Bericht (WASH-1400), Übersetzung der Kurzfassung. IRS-S-13. Institut für Reaktorsicherheit der Technischen Überwachungsvereine e. V., Köln 1976

[11] *Rasmussen, N.:* Wahrscheinlichkeit und Folgen schwerer Reaktorunfälle. Atomwirtschaft. Heft 6/1976. S. 286–292

[12] (NUREG-CR-0400) Risk Assesment Review Group Report to the U.S. Nuclear Regulatory Commission (Sept. 1978)

[13] Risikostudie. Eine Untersuchung zu dem durch Störfälle in Kernkraftwerken verursachten Risiko. Verlag TÜV Rheinland. Köln 1979
Die deutsche Risikostudie, Kurzfassung. Gesellschaft für Reaktorsicherheit, Köln 1979. Erhältlich beim Bundesminister für Forschung und Technologie, Postfach 200706, 5300 Bonn 2

[14] *Seipel, H. u. a.:* Ergebnisse der deutschen Reaktorsicherheitsforschung. Atomwirtschaft. Heft 6/1976. S. 302–306

[15] *Smidt, D.:* Verminderung des Restrisikos in Druckwasserreaktor-Kernkraftwerken. Atomwirtschaft. Heft 5/1976. S. 253–259

[16] *Borsch, P., Wagner, H.-J.:* Energie und Umwelt (vgl. Kapitel 14)

4. Der Brennstoffkreislauf von Kernkraftwerken

E. Merz
Institut für Chemische Technologie der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

4.1. Einleitung

Zum Betrieb von Kernkraftwerken benötigt man – nicht anders als es bei fossil beheizten Kraftwerken der Fall ist – Brennstoff, aus dem die gewünschte Energie, und zwar Wärme oder Elektrizität, gewonnen werden kann. Gegenüber Kohle, Öl oder anderen fossilen Rohstoffen unterscheiden sich Kernbrennstoffe durch drei Hauptmerkmale:

1. Ein einziges Gramm Uran-235 setzt bei der Kernspaltung eine Wärmeenergie frei, die der Verbrennung von zwei Tonnen Steinkohle gleichkommt. Dieser Vergleich unterstreicht die Besonderheit der Kernenergie: In geringsten Mengen Brennstoff steckt eine vergleichsweise riesige Menge nutzbarer Energie.
2. Abbrand der Kernbrennstoffe ist nicht einfach mit Verbrauch gleichzusetzen. Es bleibt Brennstoff übrig, und es entstehen Nebenprodukte, insbesondere die gefürchteten radioaktiven Spaltprodukte.
3. In Brutreaktoren wird neben direkt nutzbarer Energie mehr Brennstoff erzeugt als verbraucht. Selbstverständlich handelt es sich hier nicht um eine wundersame Erschaffung neuen Brennstoffes aus dem Nichts, sondern um eine Umwandlung eines zunächst nutzlosen Stoffes in verwertbaren Brennstoff.

Diese Aussagen müssen näher präzisiert werden:

Das in der Natur vorkommende Element Uran besteht nicht aus einer einzigen Sorte von atomaren Bausteinen, sondern aus einem Gemisch von schweren und leichten Uranatomen. Diese Atome verhalten sich zwar chemisch gleich, sind aber physikalisch verschieden, insbesondere was ihr Verhalten beim Beschuß mit Neutronen anbelangt, wie es in einem Kernreaktor geschieht. Natururan besteht zu ca. 0,7% aus dem Isotop mit der Masse 235 und zu über 99% aus dem schwereren mit der Masse 238. Neben der fortwährenden Spaltung der U-235-Atome in zwei leichtere Elemente, die Spaltprodukte, und der damit verbundenen Freisetzung großer Energiemengen läuft noch ein zweiter Prozeß, der Brutprozeß, nebenbei ab, wie es in Abbildung 1 schematisch dargestellt ist.

Die bei jeder Spaltung freiwerdenden Neutronen bewirken ihrerseits nicht nur wieder eine erneute Spaltung anderer U-235-Atome, eine sog. Kettenreaktion, sondern ein Teil davon brütet den neuen Spaltstoff Plutonium aus dem Isotop U-238. Eine andere Brutreaktion geht von Thorium aus, das in der Natur in noch größeren Mengen als Uran vorkommt. Hier entsteht durch Umwandlung das sonst in der Natur nicht vorkommende spaltbare Isotop U-233.

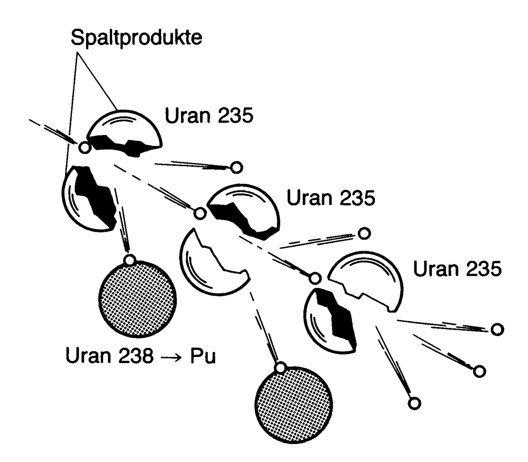


Abbildung 1 Der Spalt-Brut-Prozeß

4.2. Die Kernenergie und ihr Brennstoffkreislauf

Den Brennstoffkreislauf unterteilt man zweckmäßigerweise in die Versorgung auf der einen und die Entsorgung auf der anderen Seite [1]. Mittelpunkt ist das Kernkraftwerk. Der Brennstoffkreislauf besteht aus den in Abbildung 2 dargestellten Stationen:

- Der Gewinnung und Reinigung des Natururans oder des Thoriums aus den in der Natur vorhandenen Lagerstätten,
- der Anreicherung des im Natururan nur zu ca. 0,7% vorhandenen Isotops mit der Masse 235 auf 3 bis 10% je nach Anforderung und Reaktorkonzept,
- der Herstellung des Brennstoffes und der Brennelemente für einen Einsatz im Kernkraftwerk,
- den Transport- und Lagervorgängen ausgedienter Brennelemente,
- der Wiederaufarbeitung,
- der Behandlung und Sicherstellung radioaktiver Abfälle,
- der Refabrikation neuer Brennelemente und damit Rezyklierung des zurückgewonnenen spaltbaren Materials.

4.3. Urangewinnung

Ausgangsstoff der Kernenergie ist das Uran, das in der Natur weit verbreitet ist, aber selten in hoher Konzentration vorkommt. Neben Uran wird in Zukunft vermutlich auch das Thorium als Brutstoff Verwendung finden. Es ist etwa doppelt so häufig wie das Uran.

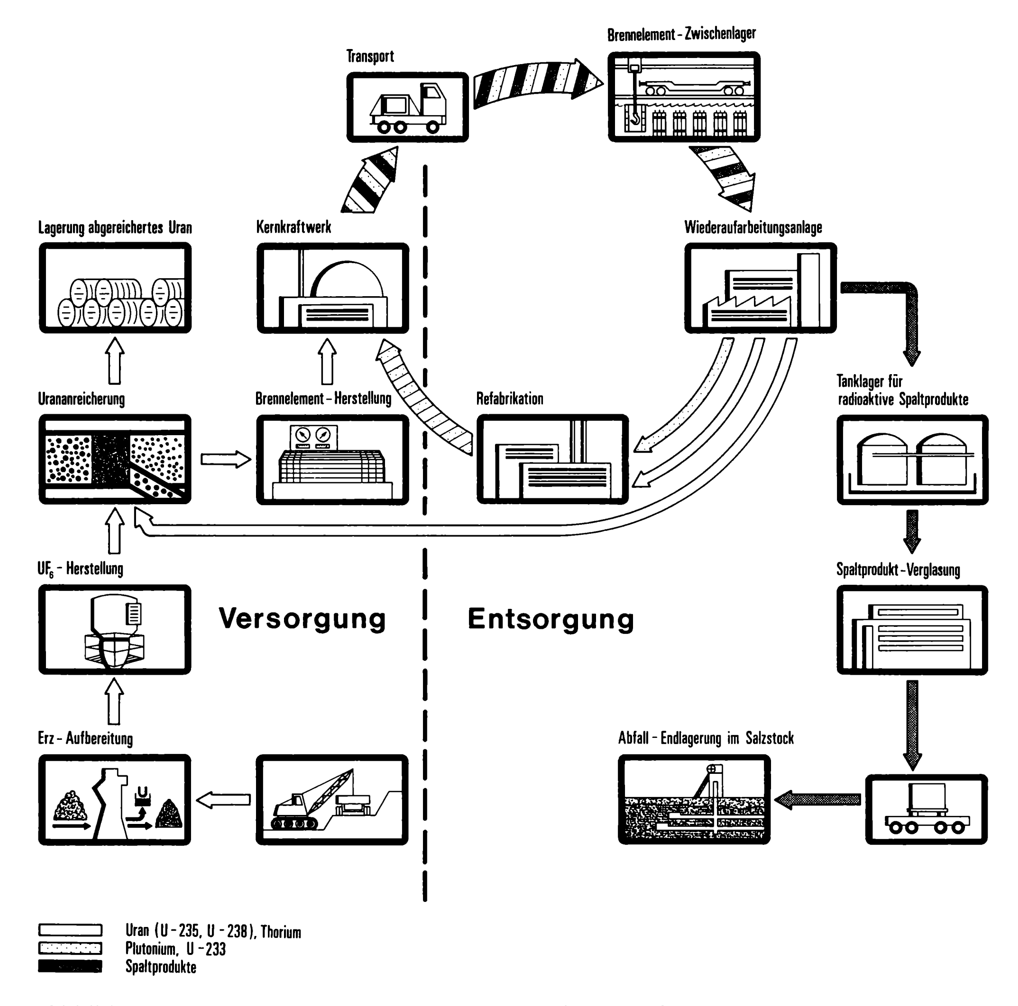


Abbildung 2 Die Kernenergie und ihr Brennstoffkreislauf

Das meiste Uran wird aus Erzen gewonnen, deren Gehalt 0,1 bis 0,5% beträgt. Aber auch wesentlich ärmere Erze lassen sich heute schon wirtschaftlich verwerten, wenn die Urangewinnung im Verbund mit der Gold-, Vanadin- oder Phosphatgewinnung erfolgt. Die Urangewinnung ist bereits eine entwickelte Industrie, deren Kapazitäten in der Vergangenheit durch zeitweise Überangebote auf dem Markt starken Schwankungen unterlagen. Die Uranproduktionskapazität der westlichen Welt lag im Jahre 1972 mit ca. 18000 Tonnen um rund 50% über dem Bedarf.

Inzwischen sind Bedarf und Produktion angestiegen, wie der Abbildung 3 entnommen werden kann. Sie zeigt die Kapazitäten der westlichen Welt und eine Vorausschätzung des sich entwickelnden Bedarfs aus dem Jahre 1977.

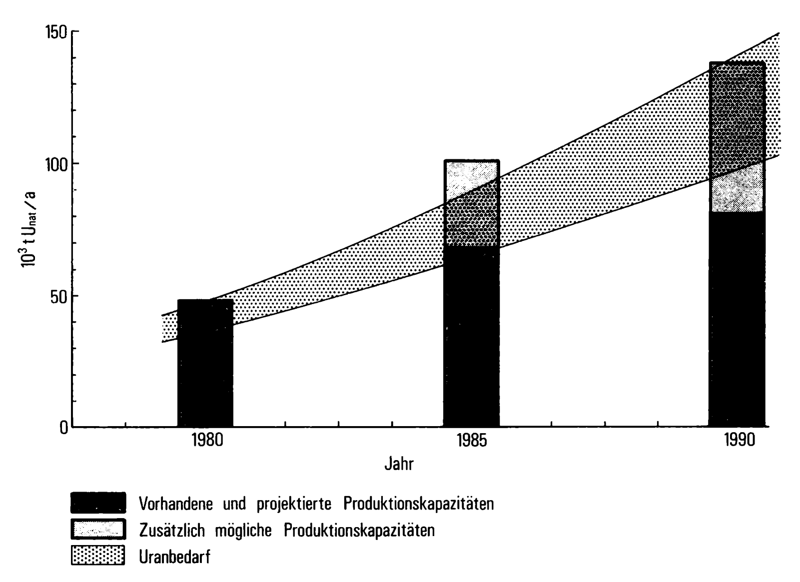


Abbildung 3 Uranbedarf (Kurvenband) und -produktion der westlichen Welt (10^3 t U_{nat}/a) [2]

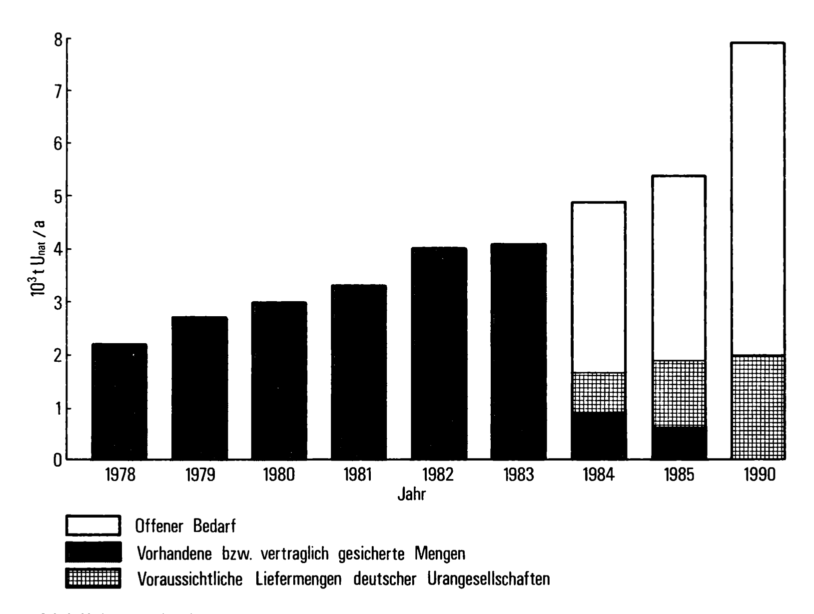


Abbildung 4 Uranversorgung der Bundesrepublik Deutschland (10^3 t U_{nat}/a) [2]

Hauptlieferländer der Bundesrepublik sind heute, bei einem Jahresbedarf von ungefähr 2500 Tonnen, an erster Stelle Südafrika mit etwa 48%, gefolgt von Kanada mit rund 25%. An dritter Stelle kommen Frankreich, Niger und Gabun mit zusammen etwa 16%. Die USA sind auf knapp unter 7% zurückgefallen, während sich der kleine Rest auf eine Reihe an-

derer Länder (Südamerika) aufteilt. Die australische Uranproduktion ist vorwiegend wegen innenpolitischer Schwierigkeiten nicht wie vorausgesagt in Gang gekommen. Die Bundesrepublik Deutschland verfügt nur über ganz geringe eigene Vorkommen im Schwarzwald, im Bayrischen Wald und im Fichtelgebirge. Die jährliche Produktion könnte maximal auf 100 Tonnen ausgebaut werden. Die Bundesrepublik stützt sich deshalb vorzugsweise auf ausländische Vorkommen im Rahmen von gemeinsamen Bergbauunternehmungen mit den Rohstoffländern oder schließt Tauschgeschäfte ab: Technisches Know-how gegen Uranlieferungen. Die Versorgung der deutschen Kernkraftwerke mit Natururan ist heute bereits für weitere 5 Jahre im voraus abgesichert [3, 4]. Abbildung 4 zeigt die voraussichtliche Entwicklung.

Die Bergwerke werden je nach Lagerstättentyp sowohl im Tagebau als auch im Untertagebau betrieben. Der bergmännische Abbau der Uranerze geschieht in ganz ähnlicher Weise wie im konventionellen Erzbergbau.

4.4. Erzaufbereitung

Wegen der geringen Konzentration, mit der das Uran in den meisten Erzen vorkommt, muß es zunächst angereichert werden. Zu diesem Zweck wird das bergmännisch abgebaute Erzgestein gebrochen und gemahlen und dann mit Säure ausgelaugt. Dabei geht das Uran in Lösung, leider jedoch nicht allein, sondern zusammen mit einer Reihe im Gestein enthaltener Begleitstoffe. Um das Uran in reiner Form zu gewinnen, wird zunächst die Lösung vom festen Rückstand durch Filtration getrennt, anschließend wird das Uran durch eine chemische Operation isoliert. Dies kann nach zwei verschiedenen Methoden erfolgen, einmal durch ein selektives Herauslösen (Extrahieren) mit einem nicht mit der wäßrigen Phase mischbaren organischen Lösungsmittel oder durch ein selektives Festhalten der Uranatome an einem körnigen Feststoff (Ionenaustausch). In beiden Fällen erfolgt eine Abtrennung des Urans in konzentrierter Form.

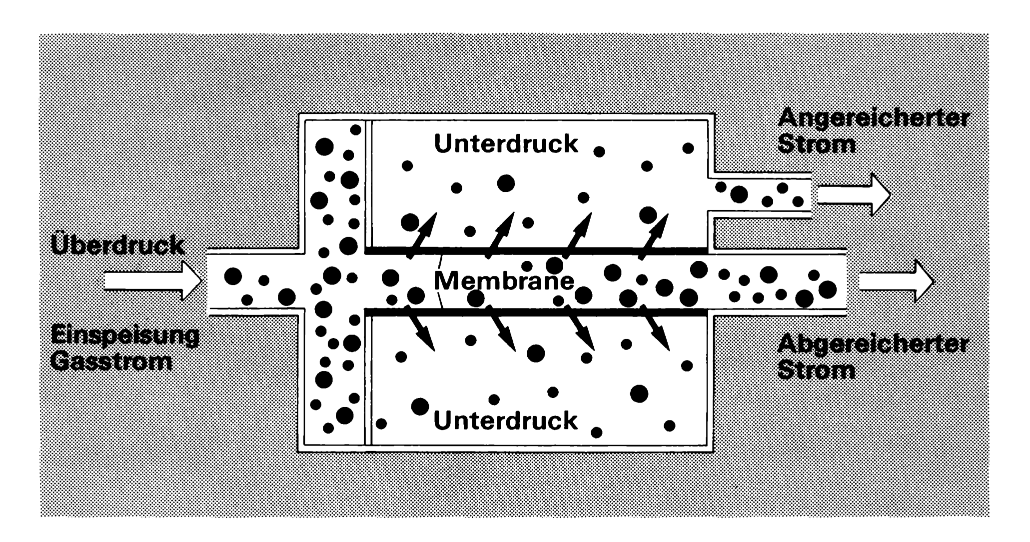
Das wegen seiner gelben Farbe als „Yellow Cake" bezeichnete Rohprodukt ist noch nicht genügend sauber. Viele der verunreinigenden Elemente sind Neutronenfänger, die den Spaltungsprozeß beeinträchtigen. Ihr Gehalt darf nicht mehr als einige zehntausendstel Prozent betragen. Für die Verwendung als Kernbrennstoff muß das Uran deshalb weiter gereinigt werden, es muß in den „nuklearreinen" Zustand überführt werden. Dazu löst man das Rohkonzentrat in Salpetersäure auf und trennt das Uran aus der wäßrigen Phase durch Extraktion mit einem organischen Lösungsmittel, einem Gemisch aus Tributylphosphat und Kerosin, von den Verunreinigungen ab. Das Endprodukt dieses Reinigungsschrittes ist eine Lösung aus Uranylnitrat. In der Bundesrepublik betreibt die Firma Gewerkschaft Brunhilde in Ellweiler an der Nahe eine Demonstrations-Uranaufbereitungsanlage; sie verarbeitet dort deutsche und ausländische Erze.

4.5. Urananreicherung

Die meisten der heute zur Energiegewinnung verwendeten Reaktortypen arbeiten aus ökonomischen Gründen mit mehr oder weniger stark angereichertem Uran. In den dominierenden Leichtwasserreaktoren beträgt die U-235-Anreicherung zwischen 2 und 4%. Alle Isotopenanreicherungsverfahren benötigen als Trennsubstanz Uranhexafluorid, eine Verbindung, die bereits bei 56 °C in den gasförmigen Zustand verdampft. Die Herstellung von

Uranhexafluorid aus der gereinigten Uranylnitratlösung geschieht heute routinemäßig im industriellen Maßstab. Man stellt zunächst festes Uranoxidpulver durch Fällung und Kalzinieren her, daran schließt sich eine Hydrofluorierung mit Fluorwasserstoff und eine Fluorierung mit elementarem Fluorgas an.

Zur industriellen Isotopenanreicherung des Urans wurde lange Zeit ausschließlich das Gasdiffusionsverfahren eingesetzt [5]. Es nutzt die unterschiedliche Diffusionsgeschwindigkeit der leicht unterschiedlichen Uranhexafluorid-Moleküle durch halbdurchlässige Membranen aus (siehe Abbildung 5).



U-238 U-235

Abbildung 5 Stufe einer Gasdiffusionsanlage

Der sog. Elementareffekt ist allerdings sehr klein, das heißt, man muß viele Einzelstufen im Gegenstromprinzip zu einer Trennkaskade zusammenschalten. Der zur Trennung aufzubringende elektrische Energiebedarf ist ziemlich hoch, er wird vor allem zum Betreiben großvolumiger Pumpen und Kompressoren benötigt, denn jede Trennstufe muß auf der einen Seite der Membranfläche Überdruck und auf der anderen Unterdruck aufweisen. Seit einigen Jahren konkurriert mit dem klassischen Anreicherungsverfahren durch Gasdiffusion das sog. Zentrifugenverfahren. Durch die hohe Zentrifugalkraft – man wendet Umlaufgeschwindigkeiten von 500 m/s an – werden die schweren Moleküle vorzugsweise an die Außenwand getrieben, während sich die leichteren am Rotorschaft anreichern (siehe Abbildung 6). Auch hier muß der sehr kleine Elementareffekt durch Hintereinanderschalten vieler Einzelzentrifugen vervielfacht werden. Vorteilhaft ist der deutlich geringere spezifische Energiebedarf. Die Bundesrepublik Deutschland ist zusammen mit Großbritannien und den Niederlanden dabei, dieses Verfahren erstmals im großen Stil industriell einzusetzen. Es sieht so aus, als könnte das Zentrifugalverfahren die Gasdiffusionsmethode – langfristig gesehen – vom ersten Platz verdrängen.

Noch unübersichtlich bezüglich der Konkurrenzfähigkeit ist die Sachlage bei der dritten Anreicherungsmethode, dem sog. Trenndüsenverfahren (siehe Abbildung 7). Hier läßt man ein Gasgemisch aus Uranhexafluorid und Helium unter hohem Druck und mit hoher Geschwindigkeit aus einer Düse ausströmen. Der Gasstrom wird danach um 180° umgelenkt. Die schwereren Moleküle zeigen bei der Umlenkung eine größere Trägheit als die leichteren. Durch getrenntes Auffangen beider Fraktionen und vielfache Wiederholung des Elementarvorganges gelingt auch hier eine beliebig hohe U-235-Anreicherung. Von allen drei Verfahren dürfte dieses jedoch den höchsten spezifischen Energieverbrauch aufweisen [6].

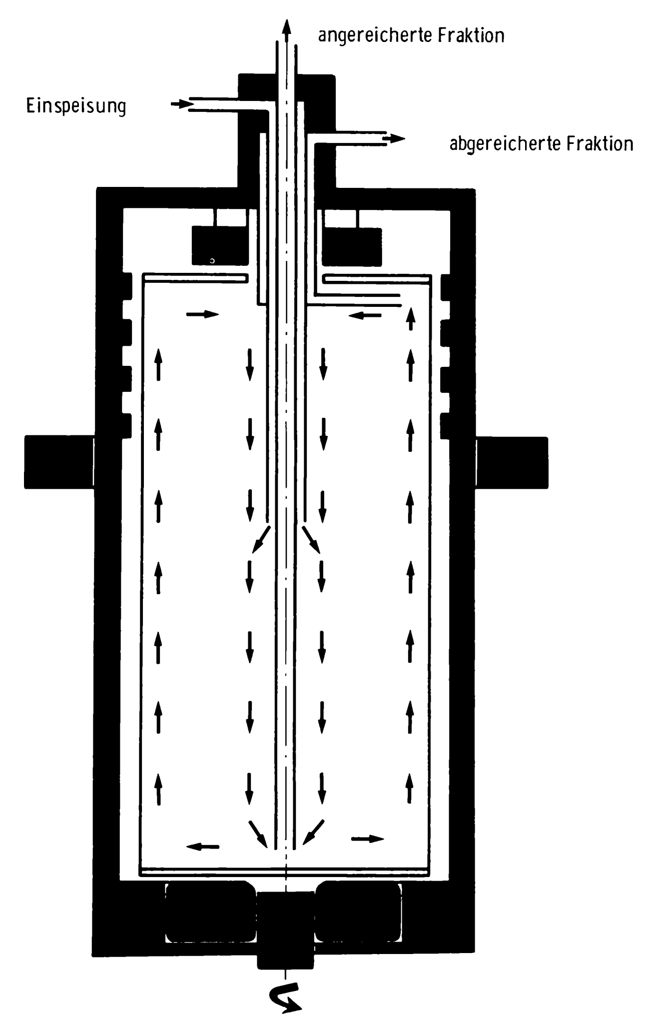


Abbildung 6 Prinzip der Gaszentrifuge

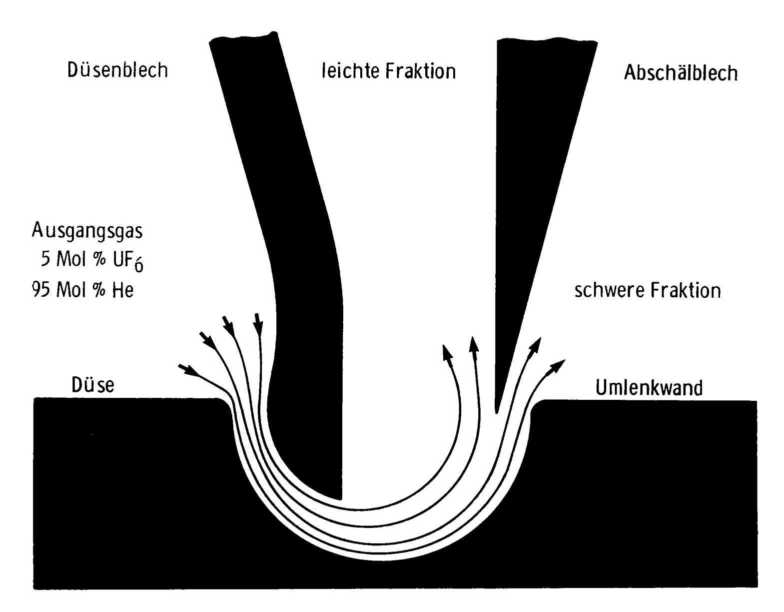


Abbildung 7 Schematische Darstellung einer Trenndüse

Die Versorgung der deutschen Kernkraftwerke mit angereichertem Uran ist heute bereits bis Mitte der 80er Jahre gesichert. Zur Zeit besteht noch eine starke Abhängigkeit von amerikanischen und russischen Anlagen, die den deutschen Bedarf je etwa zur Hälfte decken. In Zukunft wird als weiterer Lieferant, vor allem auch für hochangereichertes Uran, das französisch-belgisch-italienisch-spanische Konsortium, EURODIF genannt, in Erscheinung treten. Die mit starker deutscher Beteiligung ausgestattete Firma URENCO (britisch-deutsch-niederländisches Konsortium) will bis 1983 eine Zentrifugenanlage in Betrieb nehmen, deren Kapazität in den folgenden Jahren schrittweise bis auf 1000 Jahrestonnen Urantrennarbeit erhöht werden soll. Vorgesehener Standort ist Gronau in Westfalen. Mit dieser Anlage könnte gerade der deutsche Bedarf gedeckt werden.

4.6. Brennelement-Herstellung

Gestalt und chemische Zusammensetzung der Kernbrennelemente unterscheiden sich zum Teil recht erheblich, je nachdem, ob es sich um solche aus Leichtwasserreaktoren, Hochtemperaturreaktoren oder von Schnellen Brutreaktoren handelt. Auch die Herstellung von Brennstoffen und Brennelementen hängt vom Reaktortyp ab, für den sie vorgesehen sind [7, 8].

Ausgangsmaterial für die Brennelementherstellung ist heute vorwiegend Urandioxidpulver. Um dieses zu erhalten, wird die angereicherte UF_6-Fraktion mit Wasserdampf hydrolysiert und mit Wasserstoffgas zu UO_2 reduziert. Das anfallende Produkt ist leicht sinterfähig. Es wird zu Tabletten von 2 bis 3 cm Länge und etwa 1 cm Durchmesser verpreßt. Die rohen Preßlinge werden bei ungefähr 1700 °C zu keramischem Material gesintert, sie erhalten dabei die notwendige Festigkeit und Dichte. Anschließend werden diese sog. Pellets maßge-

recht an den Stirnflächen nachgearbeitet und in 4 bis 5 Meter lange Hüllrohre aus Edelstahl oder Zirkonmetall (Zircaloy) eingefüllt. Da es die Funktion der Hüllrohre ist, die Spaltprodukte zurückzuhalten und den Brennstoff vor einer Korrosion zu schützen, müssen die Rohre an den Enden sehr sorgfältig gasdicht zugeschweißt werden. Eine größere Zahl von Einzelstäben (bis 250) wird zu einem Brennstabbündel zusammenmontiert, man nennt diesen Vorgang Assemblieren. Die Kantenlänge eines quadratischen Brennelementes beträgt ungefähr 20 cm. Ein schematisches Flußdiagramm der Brennelementherstellung zeigt Abbildung 8.

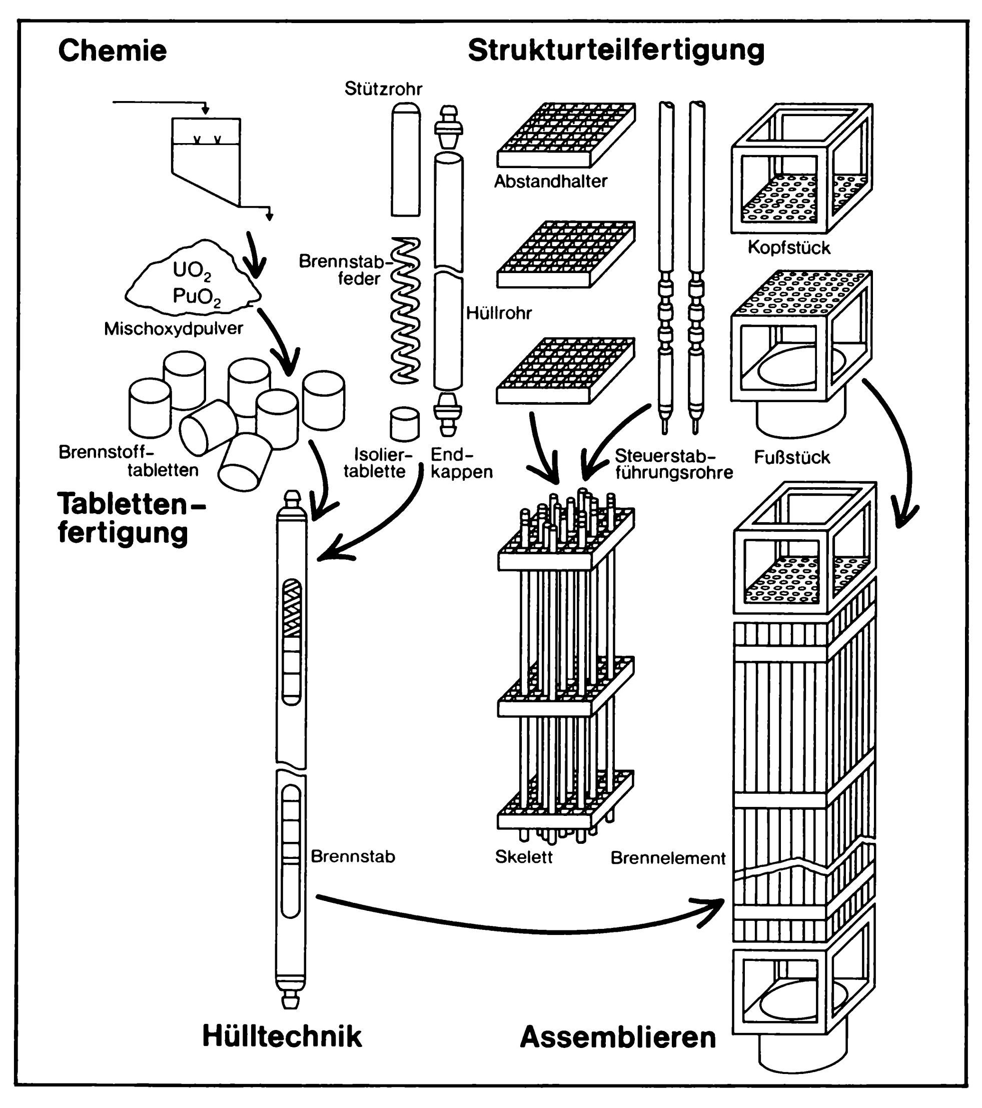


Abbildung 8 Prinzipschema der LWR-Brennelementfertigung

Das abgereicherte Uranhexafluorid wird in großen Lagerbehältern unter Einhaltung entsprechender Sicherheitsmaßnahmen zwischengelagert. Es bildet den Betriebsstoff für die Schnellen Brüter des nächsten Jahrhunderts; mit anderen Worten, das gelagerte Uranhexafluorid stellt einen strategischen Rohstoffvorrat dar.

4.7. Transport radioaktiver Materialien

Die Entsorgung der Kernkraftwerke beginnt mit dem Abtransport der ausgedienten Brennelemente. Es handelt sich dabei um stark strahlendes Material, das zudem wegen der Nachzerfallswärmeentwicklung gegebenenfalls ständig zwangsgekühlt werden muß.

Während der ersten Zwischenlagerphase über 6 bis 12 Monate in einem gekühlten Lagerbecken direkt im geschützten Reaktorgebäude fällt die ursprünglich vorhandene Radioaktivität bereits auf etwa ein Tausendstel ab. In gleichem Maße wie die Radioaktivität sinkt auch die Wärmeproduktion, hervorgerufen durch die Nachzerfallswärme der Spaltprodukte.

Ein Transportbehälter für den Straßentransport ist in Abbildung 9 zu sehen. Er ist an der Außenfläche mit Kühlrippen zur Wärmeabfuhr versehen, benötigt aber keine Zwangskühlung mehr.



Abbildung 9 Transportbehälter für bestrahlte Brennelemente für den Straßentransport. Gewicht 36 t, Länge 5,7 m, Breite 2,0 m, Kapazität: 7 SWR-Brennelemente

Der Transport bestrahlter Brennelemente und radioaktiver Abfallstoffe unterliegt sehr strengen Sicherheitsvorschriften, wie wir sie in dieser Konsequenz bisher auf keinem anderen Gebiet kennen. Für den Transport von Kernbrennstoffen hat sich inzwischen ein privatwirtschaftlicher Markt ausgebildet, der sich nach weltweit einheitlichen, von der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO) in Wien aufgestellten Richtlinien vollzieht.

In der Bundesrepublik Deutschland bedarf gemäß der Strahlenschutzverordnung die Beförderung radioaktiver Stoffe auf öffentlichen Verkehrswegen der Genehmigung durch die zuständigen Behörden. Die einzuhaltenden Vorschriften und Transportrichtlinien richten sich dabei nach der Gefährlichkeitsgruppe und absoluten Stärke der radioaktiven Stoffe.

Auch an die Behälter selbst werden sehr strenge Anforderungen hinsichtlich Stabilität, Temperaturfestigkeit und Dichtheit gestellt. Bei schwach radioaktiven Abfällen entsprechen die Lagerfässer allein schon diesen Anforderungen, während mittel- und hochradioaktive Abfälle zudem noch spezielle Transportbehälter erfordern. Die Konstruktion der nach internationalen Richtlinien zugelassenen Transportbehälter muß auch bei schwersten Verkehrsunfällen eine jederzeit dichte Einschließung der radioaktiven Stoffe gewährleisten. Die nach internationalen Sicherheitsmaßstäben erarbeiteten Richtlinien sehen eine Testserie für jeden derartigen Behältertyp vor, in der ein Prototyp nacheinander den Sturz aus einer Höhe von 9 m auf ein unnachgiebiges Betonfundament, aus 1 m Höhe auf einen 15 cm hohen Stahldorn, sodann ein halbstündiges Feuer bei einer Temperatur von wenigstens 800 °C und ein abschließendes Untertauchen in Wasser schadlos überstehen, d. h. dicht bleiben muß. Sind auf den vorgesehenen Transportwegen noch schwerere Unfallfolgen denkbar, werden die Anforderungen entsprechend erhöht.

4.8 Das geplante Entsorgungszentrum

Aufgabe einer sogenannten integrierten Entsorgung ist die mittelfristige Zwischenlagerung der ausgedienten Brennelemente in einer Kombination von Kompaktlagern im Kernkraftwerk sowie in Naß- oder Trockenlagern an zentralen Standorten in der Bundesrepublik bzw. am Standort einer Wiederaufarbeitungsanlage. Es folgen die Rückgewinnung der Brennstoffe Uran und Plutonium sowie die Herstellung neuer Brennelemente (Refabrikation), die Konditionierung der radioaktiven Abfallprodukte in eine endlagerfähige Form und ihre langfristige sichere Verwahrung im tiefen geologischen Untergrund am Standort des Entsorgungszentrums oder für hochaktive Abfälle auch anderswo. Das Entsorgungskonzept der Bundesregierung fordert, daß diese Schritte möglichst räumlich dort zusammengefaßt werden, wo ein geeigneter Salzstock zur Unterbringung des radioaktiven Abfallmaterials vorhanden ist. Auf diese Weise können Transportvorgänge auf ein Minimum reduziert und ein wirkungsvoller Objektschutz garantiert werden. Eine solche integrierte Gesamtanlage ist das bei Gorleben in Niedersachsen geplante nukleare Entsorgungszentrum der deutschen Elektrizitätsversorgungsunternehmen. Es soll ein Areal von etwa 12 Quadratkilometern umfassen und ist in 7 Teilprojekten organisiert (siehe dazu auch Abbildung 10)

1. Brennelementlagerung
2. Wiederaufarbeitung und Abfallbehandlung
3. Uranverarbeitung
4. Plutonium-Brennelementherstellung
5. Abfallendbehandlung
6. Abfallendlagerung
7. Übergeordnete Infrastruktur

In dem Brennelementeingangslager an der Wiederaufarbeitungsanlage werden die Transportbehälter in ein Entladebecken gebracht, unter Wasser geöffnet und entladen. Wasser schirmt die radioaktive Strahlung der Brennelemente wirksam ab und ist gleichzeitig ein gut geeignetes Kühlmittel zur Ableitung der Zerfallswärme. Das Lagerbeckenwasser wird durch eine kontinuierlich arbeitende Reinigungsanlage saubergehalten.

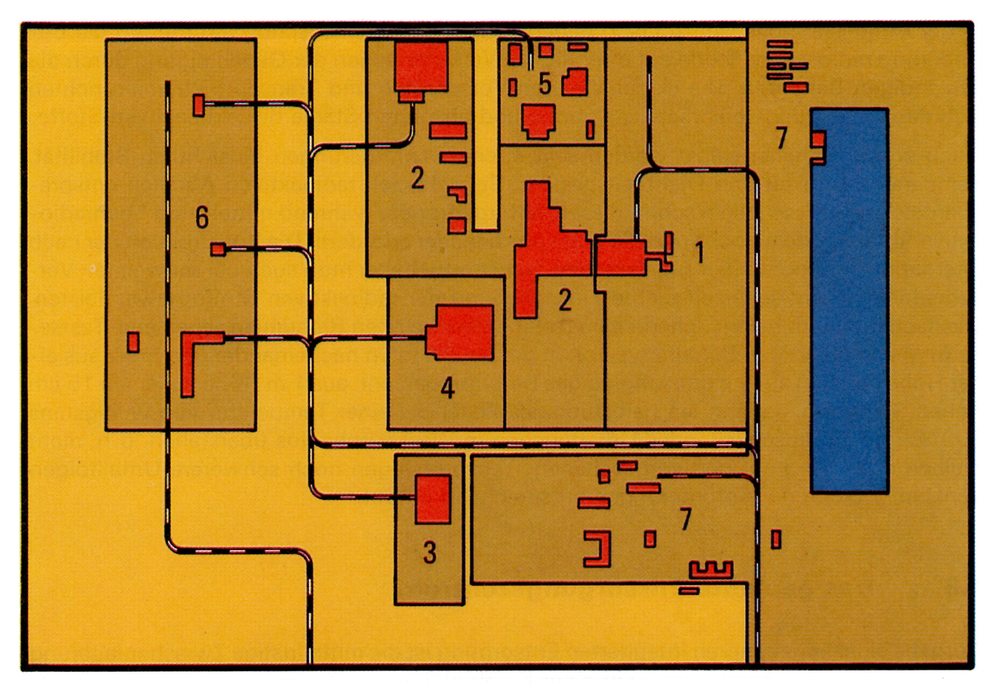


Abbildung 10 Räumliche Anordnung eines nuklearen Entsorgungszentrums

Aus genehmigungstechnischen und politischen Gründen kann ein ausreichend großes zentrales Zwischenlager leider nicht vorab am Standort Gorleben gebaut werden, sondern erst nach positivem Abschluß einer Konzeptprüfung des Gesamtkomplexes mit allen 7 Teilprojekten. Dadurch ist jetzt der Sachzwang entstanden, Zwischenlager für ausgediente Brennelemente an anderen Standorten zu errichten. Als ein solcher Standort ist inzwischen Ahaus in der Nähe von Münster nach § 6 des Atomgesetzes beantragt. Die vorgesehene Lagerkapazität beträgt 1500 t UO_2 mit einer jährlichen Ein- und Ausladeleistung von 700 Tonnen. Die Inbetriebnahme des Lagers muß im Jahre 1987 möglich sein, denn die mit der französischen Gesellschaft COGEMA abgeschlossenen Verträge laufen zunächst nur bis Ende 1986.

Die Jahresverarbeitungskapazität des Entsorgungszentrums ist auf 1400 Tonnen Uran und 14 Tonnen Plutonium ausgelegt. Die Inbetriebnahme der Anlage war ursprünglich für das Jahr 1988 geplant [9, 10]. Inzwischen wurden die Termine bis Mitte der 90er Jahre verschoben, wenn das Vorhaben überhaupt realisiert wird.

4.9. Wiederaufarbeitung

4.9.1. Aufgaben und Ziele

Reaktorbrennelemente verweilen etwa drei Jahre lang zur Energieerzeugung im Reaktor. Jedes Jahr wird ein Drittel aller Brennelemente ausgewechselt, das entspricht bei einem 1300-MW_e-Kraftwerk 35 Tonnen Uran. Wenn sie nach Ablauf dieser Zeit den Reaktor ver-

lassen, hat sich ihre Zusammensetzung wesentlich verändert. Entsprechend den physikalischen Halbwertzeiten der verschiedenen Spaltprodukte nimmt die Radioaktivität zu Anfang sehr schnell ab. Die chemische Wiederaufarbeitung gestaltet sich um einiges einfacher, je niedriger die Radioaktivität des zu verarbeitenden Materials ist.

Die folgende Tabelle zeigt für die beiden Leichtwasserreaktortypen, Siede- und Druckwasserreaktor (SWR bzw. DWR), typische Zusammensetzungen der Brennelemente vor und nach dem Reaktoreinsatz.

Man kann dieser Tabelle neben anderem zweierlei entnehmen:

1. Die Anreicherung an Uran-235 ist in den abgebrannten Brennelementen wieder ähnlich derjenigen des Natururans (0,62 bzw. 0,86% gegenüber ursprünglich 0,72%)
2. Das in normalen Kraftwerksreaktoren erzeugte Plutonium ist im wesentlichen ein Gemisch aus vier Plutonium-Isotopen. Für Kernwaffen wird relativ hochprozentiges Pu-239 verwendet, das in speziellen Plutonium-Reaktoren gewonnen wird. Aber auch das in LWRs erzeugte Plutoniumgemisch ist unter gewissen Umständen waffentauglich.

	Reaktortyp	
	SWR	DWR
Ausgangsmaterial 1000 g „schwach" angereichertes Uran		
Anreicherung	2,6% U-235	3,3% U-235
Abbrand	27,5 MWd/kg	33 MWd/kg
Von 1000 g U verbleibt im abgebrannten Brennstoff:		
U-238	953,0 g	945,0 g
U-236	3,3 g	4,2 g
U-235	6,2 g	8,6 g
Pu-239	4,0 g	5,3 g
Pu-240	2,1 g	2,4 g
Pu-241	0,9 g	1,2 g
Pu-242	0,4 g	0,4 g
Andere Aktiniden-Elemente	ca. 0,5 g	ca. 0,6 g
Spaltprodukte	29,5 g	32,5 g

Aufgabe des Brennstoffkreislaufschrittes „Wiederaufarbeitung" ist es nun, dieses sog. Vielelementgemisch durch geeignete mechanische und chemische Behandlung in die drei Fraktionen

- Spaltstoff,
- Brutstoff,
- radioaktive Abfallstoffe

zu zerlegen. An den angewandten Prozeß werden dabei folgende Forderungen gestellt:

- Brut- und Brennstoff müssen sauber und vollständig von den strahlenden und neutronenschluckenden Spaltprodukten abgetrennt werden. Dann folgt eine weitere Auftrennung in eine Spaltstoff- und eine Brutstoff-Fraktion.

- Die Ausbeute an wertvollem Spaltmaterial muß mindestens 98 bis 99% betragen.

Bei der Abtrennung der Spaltprodukte muß ein sehr hoher Trennfaktor von mindestens 10^5 erreicht werden, d.h. in 100000 Uranatomen darf höchstens ein verunreinigendes Fremdatom enthalten sein.

● Die Wiederaufarbeitung muß in möglichst wenigen Verfahrensschritten geschehen, da das Material jetzt sehr stark strahlend ist und nur hinter starken Betonabschirmungen (Heißen Zellen) gehandhabt werden kann. Dabei müssen die Prozeßeinrichtungen sehr zuverlässig und möglichst wartungsfrei arbeiten, da Eingriffe in die Anlagen nur mit fernbedienten Werkzeugen (Manipulatoren) möglich sind.

Jedes 1000-MW_e-Kernkraftwerk produziert pro Jahr ca. 1000 kg an Spaltprodukten mit einer Radioaktivität in der Größenordnung von 120 Millionen Curie zum Zeitpunkt der Wiederaufarbeitung, d.h. nach etwa acht Monaten Abkühlungszeit. Diese radioaktiven Spaltprodukte stellen den Hauptnachteil der Kernenergiegewinnung dar, denn wenn die Kontrolle über sie verlorenginge, könnten sie zu einer akuten Gefahr für unsere Umwelt werden. Durch die teilweise sehr langen Halbwertszeiten einzelner Spaltprodukt-Isotope ist eine sichere Lagerung über Jahrhunderte hinweg erforderlich. Voraussetzung dafür ist jedoch, daß die Abfallstoffe erst einmal isoliert werden; denn erst dann ist eine Verarbeitung zu einem gut lagerfähigen Produkt möglich. Als solche Produkte sind glasartige Körper, in denen die Spaltprodukt-Elemente feste Bestandteile sind, vorgesehen.

4.9.2. Warum Wiederaufarbeitung?

Die Wiederaufarbeitung ausgedienter Kernbrennelemente sowie die Beseitigung der dabei anfallenden radioaktiven Abfälle sind zunehmend in den Brennpunkt des öffentlichen Interesses geraten. Eine Wiederaufarbeitung der verbrauchten Kernbrennelemente ist langfristig notwendig.

Dafür gibt es zwei Gründe:

1. Nur durch die Rückführung des nicht verbrauchten Spaltstoffs Uran und der im Reaktor erbrüteten neuen Spaltstoffe – Pu-239 oder U-233 – ist es möglich, die natürlichen Uran- und Thoriumvorkommen dieser Erde sinnvoll zu nutzen. Ein Verzicht auf Wiederaufarbeitung hieße wertvolle Rohstoffe vergeuden.
2. Mit der Wiederaufbereitung erreicht man die risikoärmste Endbeseitigung aller zwangsläufig anfallenden radioaktiven Stoffe; seien es nun die Spaltprodukte oder die sog. Aktinidenelemente, deren bekanntester Vertreter das Plutonium ist.

Diese Erkenntnis ist unter Fachleuten nicht neu, sie ist so alt wie die Kerntechnik. In den vergangenen Jahrzehnten, die seit dem Bau des ersten Kernspaltungsreaktors verflossen sind, galt das Augenmerk fast ausschließlich den Kernreaktoren und der Kernbrennstoffversorgung. Das mit Zeitverschiebung sich auftuende Problem der Entsorgung wurde wegen größerer aktueller Sorgen verdrängt nach dem Motto: „Kommt Zeit, kommt Rat." Es ist inzwischen spät geworden, die Zeit drängt und fordert umfangreiche Maßnahmen, aber es ist noch nicht zu spät. Die Aufgabe der Entsorgung läßt sich in der Bundesrepublik Deutschland rechtzeitig und sicher lösen. Diese Aussagen dürfen jedoch nicht in der Weise mißverstanden werden, daß eine unverzügliche Wiederaufarbeitung zwingend notwendig sei. Je nach Lage der Dinge ist eine Zwischenlagerung der dem Reaktor entnommenen Brennelemente über Zeiträume bis zu 30 Jahren hinweg ohne erhöhte Umweltgefährdung zu verantworten, bevor sie schließlich einer Wiederaufarbeitung zugeführt werden. Selbstverständlich ließe sich auch eine spätere Endbeseitigung der zwischengelagerten Brenn-

elemente ohne Wiederaufarbeitung realisieren. Man müßte dazu die Brennelemente allerdings nochmals mit einer zusätzlichen Sicherheitsbarriere versehen, bevor man sie im tiefen geologischen Untergrund einlagert. Möglichkeiten dafür gibt es verschiedene, jedoch ist keine davon bisher gründlich untersucht worden. Allerdings bliebe dann das Argument der Rohstoffvergeudung. Deshalb sollte dieser Weg nicht ohne Not eingeschlagen werden.

Die Notwendigkeit einer Wiederaufarbeitung abgebrannter Brennelemente wird in letzter Zeit aus unterschiedlichen Gründen in Frage gestellt. Ein Hauptargument kommt aus dem politischen Lager: Es geht um die Gefahr des Mißbrauchs von Spaltstoffen zu militärischen Zwecken. Eine andere Stoßrichtung zweifelt die Wirtschaftlichkeit der Kernenergie an, und schließlich lehnen Kernenergiegegner eine Brennstoffkreislaufindustrie aus prinzipiellen Gründen gänzlich ab. Selbst für den Unbefangenen sind die verschiedenen vorgebrachten Argumente kaum noch durchschaubar.

Bedauerlich ist die immer mehr um sich greifende Entwicklung, daß Verwaltungsgerichte zu Entscheidungen angerufen werden, um die sich entweder Politiker drücken oder aber deren Sachverhalt unter Naturwissenschaftlern und Technikern ausgefochten werden müßte. Zugegeben, bei den vielen kontroversen Behauptungen, die von Experten – und vor allem Möchtegern-Experten – zu Sachfragen auf die Öffentlichkeit niederprasseln, wird die Wahrheit häufig fast ganz verschüttet. Trotzdem ist zu beweifeln, daß sich das bestehende Dilemma allein mit juristischen Mitteln beheben läßt. Mit der Verkündung von Bau- und Genehmigungsstopps allein ist auf die Dauer niemandem gedient.

4.9.3. Die verschiedenen Schritte der Wiederaufarbeitung [11]

Die Wiederaufarbeitung muß in möglichst wenigen Verfahrensschritten geschehen, da die starke Radioaktivität den Umgang ziemlich erschwert. Der Verfahrensablauf geschieht fast ausschließlich in sog. Heißen Zellen (durch dicke Betonwände geschützte Räume), also mit einem erheblichen Aufwand. Diese Einrichtungen befinden sich ihrerseits in einem geschlossenen, gegen äußere und innere Einwirkungen (Flugzeugabsturz, Erdbeben, chemische Explosion usw.) gesicherten Anlagenkomplex.

In einer Eingangsstufe, dem sog. Head-End, werden die Brennelemente mechanisch oder chemisch zerlegt und der Brennstoff freigelegt. Dann erfolgt eine Auflösung des Kernbrenn- und Brutstoffes in siedender Salpetersäure. In einer komplizierten Folge von chemischen Extraktionsprozessen nach dem sog. PUREX-Prinzip wird das Vielkomponentengemisch in die bereits erwähnten zwei Produktströme und einen Abfallstrom aufgetrennt [11,12]. Nach einer weiteren Feinreinigung gelangen Uran und Plutonium zur Weiterverarbeitung in die entsprechenden Verarbeitungsanlagen des Entsorgungszentrums. Ein gewisser Teilstrom des Urans geht nach Herstellung von UF_6 in die Isotopenanreicherungsanlage. Der Reststrom wird mit Plutonium zu Mischoxidbrennstoffen verarbeitet. An dieser Stelle des Prozesses sind besonders strenge Überwachungsmaßnahmen zur Verhinderung einer unbemerkten und mißbräuchlichen Spaltproduktabzweigung erforderlich.

Seit dem Jahre 1971 ist in unmittelbarer Nachbarschaft zum Kernforschungszentrum Karlsruhe eine Prototyp-Wiederaufarbeitungsanlage, WAK genannt, in Betrieb. Sie hat eine Kapazität von 35 Jahrestonnen und wird von einem industriellen Konsortium im Auftrage des Bundesministeriums für Forschung und Technologie (BMFT) betrieben. Diese Anlage hat sich als eine der besten Investitionen der staatlichen Kernenergieförderung erwiesen. Ohne sie wäre eine unabhängige deutsche Entwicklung auf diesem schwierigen Gebiet wohl kaum gelungen [13,14].

4.10. Refabrikation neuer Kernbrennstoffe

Ein geschlossener Brennstoffkreislauf setzt die Rückführung des bei der Wiederaufarbeitung zurückgewonnenen Spaltstoffs voraus. Die zurückgewonnenen und von den Spaltprodukten gereinigten Produktströme mit den spaltbaren Isotopen U-235, Pu-239 oder U-233 lassen sich an geeigneter Stelle wieder in den Brennstoffkreislauf zurückführen. Mit der Rückführung des nicht umgesetzten bzw. gebrüteten Spaltstoffs in den Reaktor ist der nukleare Brennstoffkreislauf geschlossen. Auch hier werden wiederum neue spezielle Techniken und Arbeitsverfahren verlangt, die durch das handzuhabende, teilweise stark strahlende oder toxische Material bedingt sind. Am stärksten ist der Umgang mit Plutonium in die öffentliche Diskussion geraten, weil dieses Element durch seine Alphastrahlung dann zu einer gefährlichen Substanz wird, wenn es in den menschlichen Körper gelangt und dort eingebaut wird [15,16]. Plutonium ist in der Tat kein ausgesprochen sympathischer Stoff; es ist giftig, außerdem radioaktiv und deshalb schwierig zu handhaben. Andererseits ist Plutonium ein wertvoller Spaltstoff, dessen Produktion und Einsatz zum Schlüsselpunkt für die eigentliche, die vollständige Erschließung des Urans wird. Seine nahezu vollständige Ausnutzung läßt sich eben nur durch das richtige Wechselspiel zwischen Spaltung von Isotopen und Brüten des neuen Spaltstoffes Plutonium organisieren. Schnelle Brüter verwerten Plutonium in besonders vorteilhafter Weise, aber auch eine Rückführung in Leichtwasserreaktoren ist wirtschaftlich attraktiv und verhindert gleichzeitig ein zu starkes Anwachsen des Plutonium-Inventars, solange noch keine Schnellen Brüter für einen ständigen Abbau des gebrüteten Plutoniums sorgen.

Vom Sicherheitsaspekt her gesehen könnte eine Rezyklierung von U-233 weniger problematisch sein. Obwohl auch das Uranisotop U-233 eine dem Pu-239 vergleichbare Alpharadioaktivität besitzt, scheint es doch eine geringere Gesamt-Radiotoxizität aufzuweisen.

Es geht aber hier nicht um die Frage, ob der Uran/Plutonium- oder der Thorium/Uran-233-Kreislauf und somit der Schnelle Brüter oder der Hochtemperaturreaktor der bessere ist. Beide Systeme werden in Zukunft als komplementäre Reaktorkonzeptionen benötigt, die auf verschiedenen Wegen wirtschaftliche Anwendung versprechen.

Versuchsanlagen zur Produktion plutoniumhaltigen Brennstoffs mit Kapazitäten bis zu 20 Jahrestonnen existieren in einigen Ländern, in der Bundesrepublik z. B. bei der Fa. ALKEM in Hanau. Die Uran-233-Rezyklierung befindet sich noch in einem wesentlichen früheren Entwicklungsstadium.

4.11. Behandlung radioaktiver Abfälle, Endlagerung

Ein Hauptargument gegen die Kernenergienutzung ist die Produktion großer Mengen an radioaktiven Abfallstoffen, die entweder gasförmig freiwerden oder aber vor allem als salpetersaure Lösungen in der Wiederaufarbeitungsanlage anfallen. Wegen ihrer Gefährlichkeit müssen die radioaktiven Abfallstoffe über lange Zeiträume hinweg, d. h. bis zu ihrem radioaktiven Zerfall, sicher vom Biozyklus abgeschlossen werden.

Bei den verschiedenen Verarbeitungsschritten der Wiederaufarbeitung und Refabrikation fallen schwach-, mittel- und hochradioaktive Abfallstoffe in gasförmiger, flüssiger und fester Form an. Ziel der Abfallbehandlung ist eine möglichst weitgehende Volumenreduktion sowie eine Überführung in eine geeignete endlagerungsfähige Form. Man bezeichnet diesen Schritt auch als Konditionieren der Abfallstoffe, bevor eine Elimination aus der Bio-

sphäre möglich ist. Die entsprechenden Behandlungsverfahren hängen dabei von der Art der Abfälle und von der vorgesehenen Beseitigungsmethode ab [17–19]. Eine Übersicht der an den verschiedenen Stellen einer Wiederaufarbeitung anfallenden radioaktiven Abfallsorten und ihre ungefähren Mengen vermittelt Abbildung 11.

Die Vorbehandlung der Abfälle besteht im wesentlichen aus einer Verringerung des Volumens bei flüssigen Abfällen und einer geeigneten Fixierung und Verpackung der festen Abfälle. Für jede Abfallsorte hat man genügend Zwischenlagerkapazität vorzusehen. Den volumenmäßig größten Anteil machen die mittel- und schwachradioaktiven Abfälle mit über 95% aus. Ihre Endlagerung erfolgt möglichst sofort nach der Konditionierung direkt am Standort des Entsorgungszentrums im geologischen Untergrund. Es gilt als wahrscheinlich, daß der Salzstock Gorleben für diese beiden Abfallsorten geeignet ist.

Die hochradioaktiven Spaltproduktabfälle werden zunächst in flüssiger Form, wie sie aus der Wiederaufarbeitungsanlage heraus anfallen, in sicher kühlbaren Zwischenlagertanks für kurze Zeit aufbewahrt. Dann erfolgen ihre Verfestigung und Einbindung in auslaugungsresistente Glaskörper. Das Volumen der verglasten Spaltprodukte beträgt 3 bis 4 Kubikmeter jährlich für ein 1300-MW_e-Kernkraftwerk. Diese Produkte haben eine hohe mechanische und chemische Stabilität. Die nochmals in korrosionsfeste Metallbehälter gasdicht eingeschlossenen Glasblöcke werden je nach Zweckmäßigkeit für eine Reihe von Jahren oberirdisch zwischengelagert [20,21]. Erst nach der abschließenden Eignungsprüfung des Salzstocks Gorleben für diesen Zweck gelangen die verglasten Produkte an ihre Endlagerstätte. Realistisch betrachtet liegt dieser Zeitpunkt jenseits der Jahrhundertwende.

Es besteht jedoch keine zwingende Notwendigkeit, daß die Endlagerung der verfestigten hochradioaktiven Spaltproduktabfälle direkt am Standort Gorleben geschehen muß.

Eine endgültige und unwiderrufliche Endlagerung hochradioaktiver spaltprodukthaltiger Glasblöcke in Salzstöcken wird nach Aussage der staatlichen Stellen erst nach einer sorgfältigen Erprobung der Endlagerkonzepte gestattet werden [22,23]. Der Staat behält sich für alle Zeiten die Aufsicht über die Lagerstätten vor.

Salzformationen bieten die besten Voraussetzungen für eine sichere Endlagerung, da Salz plastisch ist, keine Spalten aufweist und somit gegen Flüssigkeiten und Gase undurchlässig ist. Die Standfestigkeit von Salzgestein ist besonders gut, außerdem weist es eine mindestens doppelt so gute Wärmeleitfähigkeit wie andere Gesteine auf.

Die ausgelaugten Hülsenabschnitte, die abgesägten Endstücke der Brennelemente sowie der bei der Brennstoffauflösung anfallende Zentrifugenklärschlamm werden nach einer kurzen Zwischenlagerung unter Wasser oder sofort mit Zement in Stahlfässern verfestigt.

Bei den bisher in Betrieb befindlichen Wiederaufarbeitungsanlagen konnten die Radioisotope Jod-129 und Krypton-85 unbegrenzt in die Atmosphäre abgeleitet werden. Beim Betrieb einer Großanlage aber würde bei diesem Vorgehen die Strahlenexposition in der Nähe der Anlage bald an die Grenzwerte heranreichen, die in der Bundesrepublik die neue Strahlenschutzverordnung setzt [24]. Im Hinblick auf diese erwarteten Begrenzungen werden deshalb seit mehreren Jahren geeignete Rückhaltetechniken entwickelt, deren Komponenten teils bereits technisch getestet sind, teils kurz vor der Erprobung stehen.

In einer ersten Prozeßstufe werden Tröpfchen und Schwebstoffe an Aerosolfiltern, Jod an hochwirksamen, unbrennbaren Spezialfiltern abgeschieden. Der nächste Schritt, die Entfernung des Sauerstoffs durch Reaktion mit Wasserstoff als Vorstufe für die Edelgasabtrennung, ist eine technisch erprobte und auch schon in der Kerntechnik eingesetzte Methode. Neu ist hingegen die Abtrennung der Edelgase bei tiefen Temperaturen, wobei allerdings

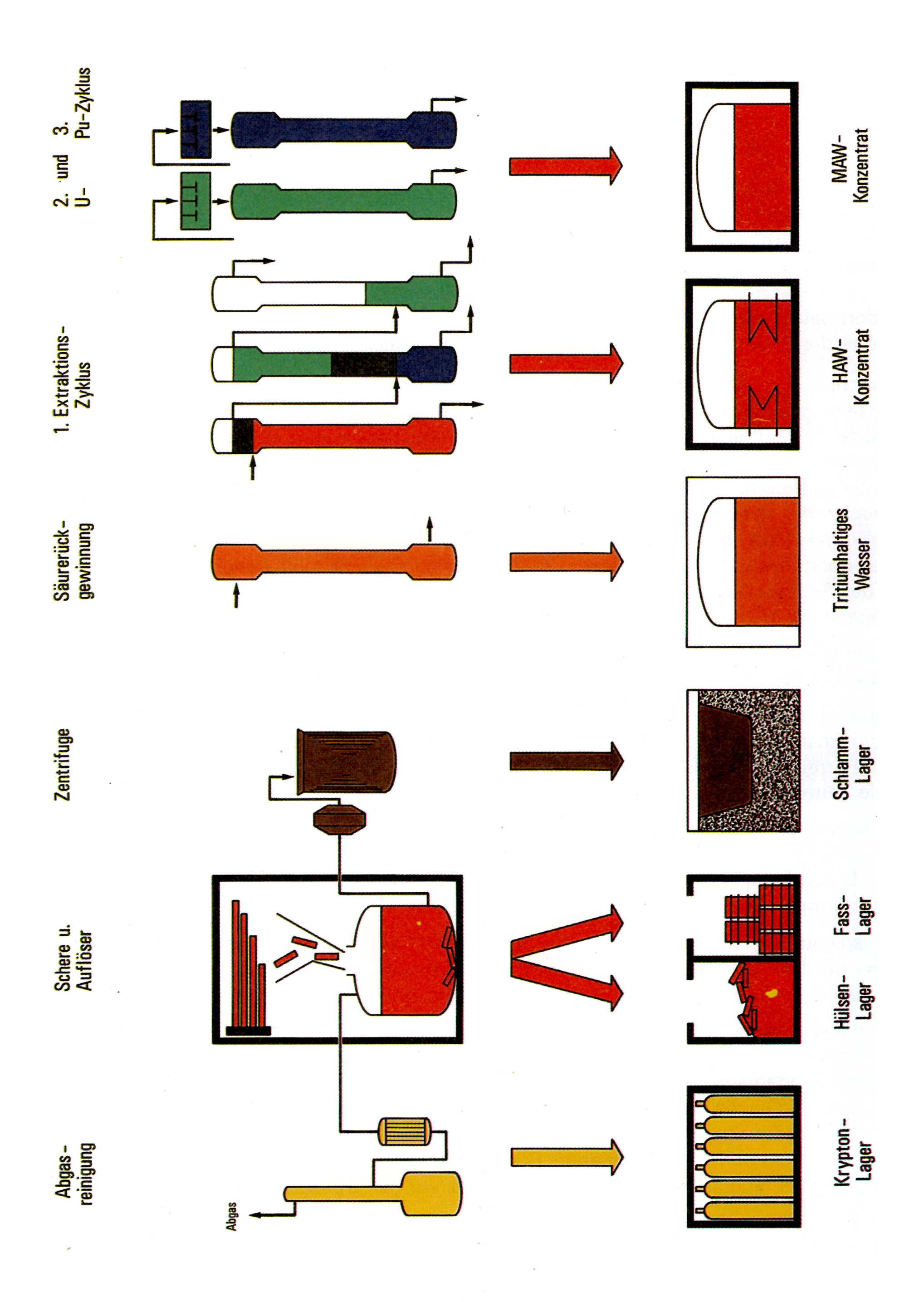


Abbildung 11 Abfallströme in einer Wiederaufarbeitungsanlage

alle Komponenten bereits lange aus der Luftverflüssigung und Lufttrennung bekannt sind. Es handelt sich hierbei um die Anpassung von bekannten Verfahrensschritten an die speziellen Probleme der Kerntechnik [25].

4.12. Zusammenfassung

Die Technologie der *Versorgung* der Kernkraftwerke hat in der Bundesrepublik Deutschland einen zufriedenstellenden industriellen Reifegrad erreicht. Notwendige Kapazitäten lassen sich bei Bedarf rechtzeitig bereitstellen. Die Versorgung mit Natururan ist gewährleistet.

Bei der *Entsorgung* hingegen ist ein Rückstand aufzuholen. Die bisherige Technik der Wiederaufarbeitung ausgedienter Brennelemente hat sich bewährt. Die Anpassung der Verfahren und Anlagen an gestiegene Anforderungen bringt keine neuen prinzipiellen bzw. unlösbaren Probleme mit sich. Für die Behandlung der anfallenden verschiedenen radioaktiven Abfallsorten verfügt man entweder über bereits bewährte Verfahren, oder aber entsprechende Prozesse befinden sich in einem fortgeschrittenen Entwicklungsstadium. Sie werden rechtzeitig verfügbar sein. Auch die Endlagerung der konditionierten Abfälle läßt sich sicher realisieren, allerdings sind hier noch die meisten Anstrengungen erforderlich.

Literatur

[1] Der Brennstoffkreislauf. Schriftenreihe des Deutschen Atomforums, Heft 19. Bonn: Deutsches Atomforum e.V. 1972

[2] *Braatz, U., Dibbert, H.-J.:* Kernbrennstoffversorgung: Zwischen Verfügbarkeit und Restriktionen. In: Jahrbuch der Atomwirtschaft 1978. Handelsblatt Verlag, Düsseldorf 1978

[3] *Braatz, U.:* Die Versorgung mit Natururan. Atomwirtschaft. Bd. 20. 1975. S. 87–88

[4] *Lange, G.:* Neue Möglichkeiten der Erschließung von Uran. Atomwirtschaft. Heft 2/1976. S. 75–77

[5] *Becker, E.W.:* Die Technik der Urananreicherung. Atomwirtschaft. Heft 8/1976. S. 402–407

[6] *Ehrenfeld, W., Ehrenfeld, U.:* Uranisotopentrennung. Chemiker-Zeitung Bd. 101. 1977. S. 53–63

[7] *Schneider, V.W. Plöger, F.:* Herstellung von Brennelementen. Chemiker-Zeitung Bd. 101. 1977. S. 475–483

[8] *Merz, E.:* Brennstoffkreislauf beim gasgekühlten Hochtemperaturreaktor. Chemiker-Zeitung Bd. 101. 1977. S. 81–91

[9] *Mischke, J.:* Stand der technischen Projektierung des deutschen Entsorgungszentrums. Atomwirtschaft. Bd. 23. 1978. S. 342–347

[10] *Gerwin, R.:* So ist das mit der Entsorgung. ECON-Verlag, Düsseldorf und Wien 1978

[11] *Laser, M.:* Die Wiederaufarbeitung und Behandlung radioaktiver Abfälle (vgl. Kapitel 5)

[12] *Koch, G.:* Die chemische Wiederaufarbeitung der bestrahlten Kernbrennstoffe. Chemiker-Zeitung Bd. 101. 1977. S. 64–81

[13] *Schüller, W. et al.:* Betriebserfahrung mit der WAK. Atomwirtschaft. Bd. 20. 1975. S. 342–346

[14] *Huppert, K.L., Schulze, K.P., Wiese, H.:* Die Wiederaufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe im halbtechnischen Maßstab, Kerntechnik, 18. Jahrgang (1976), Nr. 6, S. 262–267
[15] *Stoll, W.:* Gibt es ein Plutonium-Problem? Atomwirtschaft. Bd. 20. 1975. S. 419–423
[16] *Stoll, W.:* Plutonium – Eigenschaften und Möglichkeiten (vgl. Kapitel 9)
[17] *Gasteiger, R. und Höhlein, G.:* Behandlung radioaktiver Abfälle aus Wiederaufarbeitungsanlagen. Atomwirtschaft. Bd. 20. 1975. S. 349–353
[18] *Dryhoff, H., Fleischmann, F.K., Witte, H.:* Radioaktive Abfälle und Beseitigung. Atomwirtschaft. Heft 7/1976. S. 340–342
[19] *Randl, R.P., Hagen, M.:* Behandlung und Beseitigung radioaktiver Abfälle in staatlicher Sicht. Atomwirtschaft. Heft 7/1976. S. 338–349
[20] *Bokelund, H., Ewest, E., Levi, H.W.:* Behandlung radioaktiver Abfälle. Atomwirtschaft. Heft 7/1976. S. 352-357
[21] *Halaszovich, S., Laser, M., Merz, E., Thiele, D.:* FIPS-A-Process for the Solidification of Fission Product Solutions Using a Drum Drier. IAEA-SM-207/19. Wien, 1977. S. 315–323
[22] *Kühn, K.:* Zur Endlagerung radioaktiver Abfälle. Atomwirtschaft. Heft 7/1976. S. 357–362
[23] *Albrecht, E.:* Die Tieflagerung radioaktiver Abfälle in der Bundesrepublik Deutschland (vgl. Kapitel 6)
[24] *Bonka, H. et al.:* Zukünftige radioaktive Umweltbelastung in der Bundesrepublik Deutschland durch Radionuklide aus kerntechnischen Anlagen im Normalbetrieb. Kernforschungsanlage Jülich, Jül-1220. 1975
[25] *Bohnenstingl, J. et al.:* Cryogenic Separation of Krypton and Xenon from Dissolver Off-Gas. IAEA-SM-207/20, Wien, 1977. S. 324–341

5. Die Wiederaufarbeitung und Behandlung radioaktiver Abfälle

M. Laser
Betriebsabteilung Dekontamination der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

5.1. Einleitung

Die Wiederaufarbeitung verbrauchter Brennelemente hat sich in der jüngsten Vergangenheit als eines der wichtigsten Probleme der friedlichen Nutzung der Kernenergie herauskristallisiert. Diese Erkenntnis kam in gewisser Weise überraschend. Denn Wiederaufarbeitung gibt es in den USA bereits seit fast 35 Jahren, anfangs zur Gewinnung von Plutonium für militärische Zwecke, später aber auch auf kommerzieller Basis zur Entsorgung der inzwischen gebauten zivilen Kernkraftwerke. Nach dem Kriege entstanden dann in Großbritannien, Frankreich, Belgien, der Bundesrepublik Deutschland, Italien und anderen Ländern Wiederaufarbeitungsanlagen unterschiedlicher Kapazität. Die Technologie erreichte im Laufe der Jahre eine beachtliche Reife. Trotzdem liefen ebenso wie in anderen Staaten auch in der Bundesrepublik bei den Großforschungsanlagen und der Nuklearindustrie umfangreiche Forschungs- und Entwicklungsarbeiten, um die Technologie weiter zu verbessern und radioaktive Emissionen auf ein Minimum zu reduzieren.

Aufbauend auf den Erfahrungen mit der kleinen deutschen Wiederaufarbeitungsanlage WAK in Karlsruhe planten die Betreiber dieser Anlage ein großes deutsches Entsorgungszentrum, das entsprechend den Vorstellungen der Bundesregierung an einem Ort die Wiederaufarbeitung, die Verarbeitung von Uran und Plutonium zu neuen Brennelementen sowie die Abfallbehandlung und -endlagerung vereinen sollte.

Zu diesem Zweck gründeten sie die Kernbrennstoff-Wiederaufarbeitungsgesellschaft KEWA. Die Ergebnisse der deutschen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten standen dieser Gesellschaft zur Verfügung. Später engagierten sich auch zahlreiche deutsche Energieversorgungsunternehmen, und so ging die KEWA schließlich in der Deutschen Gesellschaft zur Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen DWK auf.

Damit schien zunächst alles Notwendige getan bzw. in die Wege geleitet zu sein, um die Entsorgung der Kernkraftwerke sicherzustellen.

Allerdings hat es im Verlauf der letzten Jahre auch einige Rückschläge gegeben. Es begann mit einem Mißerfolg bei der Inbetriebnahme einer neuen Wiederaufarbeitungsanlage in den USA. In der Nähe von Morris, Ill., errichtete die Firma General Electric eine Anlage nach einem neuartigen Verfahren, dem sog. Aquafluor-Prozeß. Bei der Kalterprobung stellte sich heraus, daß ein Verfahrensschritt derart störanfällig ist, daß die Anlage in dieser Form nicht betrieben werden konnte. Ein Umbau war aus räumlichen Gründen nicht mehr möglich. Die

Anlage wird daher voraussichtlich abgerissen. Obwohl dieser Vorfall nicht symptomatisch für die Kerntechnik im allgemeinen und die Wiederaufarbeitung im besonderen ist, hat er doch eine erhebliche psychologische Wirkung auf die Öffentlichkeit gehabt. Bei der zweiten großen amerikanischen Wiederaufarbeitungsanlage in Barnwell, S.C., die technisch weitestgehend fertiggestellt ist, kann dies nach Auffassung zahlreicher Fachleute nicht noch einmal geschehen, denn diese Anlage ist von vornherein so flexibel geplant, daß Verfahrensumstellungen notfalls ohne wesentliche Baumaßnahmen durchgeführt werden können.

Als die erste auf rein kommerzieller Basis arbeitende amerikanische Anlage der Firma Nuclear Fuel Services in West Valley, N.Y., die Kapazität erweitern wollte, trat ein zweiter Rückschlag ein. Die Genehmigungsbehörde machte damals eine Neugenehmigung der Anlage von der Erfüllung sehr weitgehender Auflagen abhängig, die nachträglich nur unter erheblichem Kostenaufwand zu realisieren gewesen wären. Heute suchen die Eigentümer einen Käufer für ihre Anlage.

Die noch andauernde weitere Verschärfung der Anforderungen und Auflagen seitens der Genehmigungsbehörden hat nun dazu geführt, daß die Kosten der Wiederaufarbeitung einschließlich der Folgekosten wie Abfallbeseitigung die erzielbaren Gutschriften für Uran und Plutonium überschreiten. Daraus ergeben sich verständlicherweise Finanzierungsprobleme.

Solche technischen, genehmigungsrechtlichen und finanziellen Schwierigkeiten haben zu einer gewissen Verunsicherung bei der Industrie geführt. Das bedeutet aber nicht, daß sie wesentliche oder gar prinzipielle Hindernisse darstellen. Anders die Reaktion der Öffentlichkeit, die verständlicherweise leicht die Probleme einer Technologie überschätzt, die trotz der fast 35jährigen Erfahrung noch immer als neuartig und in den Konsequenzen für den Laien kaum kalkulierbar erscheint. Zusätzlich belastet wird diese Einstellung noch durch die Ereignisse, die die Kernenergie ins Bewußtsein der Menschen gerückt haben: die Atombomben von Hiroshima und Nagasaki und die Atombombenversuche verschiedener Länder bis in die jüngste Gegenwart hinein.

So ist auch die im April 1977 verkündete amerikanische Nuklearpolitik aus der Angst vor dem Mißbrauch von Kernbrennstoff für kriegerische Zwecke zu erklären. Präsident Carter glaubt, diese Gefahr eindämmen zu können, wenn alle die Länder, die nicht bereits Kernwaffen besitzen, auf eine Wiederaufarbeitung und damit auf eine Isolierung von Plutonium, einem potentiellen Bombenrohstoff, verzichten. Um mit gutem Beispiel voranzugehen, sollen die USA ebenfalls für die nähere Zukunft auf Wiederaufarbeitung verzichten. In der Zwischenzeit sollen Experten aus aller Welt nach neuen Wegen der Wiederaufarbeitung suchen, um die Isolierung von waffenfähigem Kernbrennstoff auszuschließen.

Das Ziel dieser amerikanischen Politik, die Verhinderung des Mißbrauchs der Kernenergie, ist zweifellos voll zu bejahen. Doch de facto führte sie zu erheblichen politischen Verwicklungen und wirtschaftlichen Belastungen. Denn gerade die Staaten, von denen am wenigsten ein Mißbrauch zu erwarten ist, die Bundesrepublik Deutschland und Japan, trifft diese Politik am härtesten. Die mit großen Anstrengungen aufgebaute Kerntechnik dieser Länder wird dadurch entscheidend behindert.

Um des Weltfriedens willen müßte man sicher solche Behinderungen akzeptieren, wenn das Traumziel dadurch erreicht werden kann. Tatsächlich aber besteht hierfür kaum Hoffnung. Denn ein Staat, der die Atombombe will, wird trotz dieser Politik Mittel und Wege finden, waffenfähiges Material zu erzeugen. Von Einzelpersonen oder Gruppen aber droht in dieser Hinsicht keine Gefahr (siehe Kapitel 10).

Eine verständliche, neutraleund offene Information der Öffentlichkeit über die Technologie und die damit verbundenen Risiken ist daher eine unerläßliche Bedingung für die friedliche Nutzung der Kernenergie. Sie stößt allerdings an Grenzen, wo komplizierte Vorgänge verständlich gemacht werden müssen. Notgedrungen muß man hier oft um der Durchsichtigkeit willen auf wichtige Details verzichten, kann sich aber dadurch möglicherweise dem Vorwurf der Simplifizierung, Bagatellisierung oder gar der Verheimlichung und Verfälschung von Tatsachen aussetzen. Der Versuch einer verständlichen Darstellung der Wiederaufarbeitung verbrauchter Brennelemente einschließlich der dazu gehörigen Abfallbehandlung sowie ihrer Probleme und Risiken wird daher stets einer Fahrt zwischen Skylla und Charybdis gleichen.

5.2. Verfahrensbeschreibung

5.2.1. Die Wiederaufarbeitung von Brennelementen nach dem PUREX-Prozeß

Die weitaus größte Anzahl der Kernkraftwerke in der Welt arbeitet mit schwach angereichertem Uran, d. h. der Brennstoff enthält ca. 3 bis 4% des Uranisotops U-235. Der Rest besteht hauptsächlich aus U-238. Beim natürlichen Uran beträgt der U-235-Gehalt nur 0,72%. Nach etwa drei Jahren Betriebszeit werden die Brennelemente ausgewechselt. Sie enthalten noch knapp 1% U-235 und etwa 1% Plutonium, das während des Reaktorbetriebs aus U-238 neu gebildet wurde.

Aufgabe der Wiederaufarbeitung ist es nun, die ausgedienten Brennelemente zu zerlegen und aus dem Brennstoff

- die störenden Spaltprodukte abzutrennen und zu beseitigen,
- das nicht verbrauchte Uran zurückzugewinnen und für eine Wiederverwendung vorzubereiten und
- das neu gebildete Plutonium, einen wertvollen Kernbrennstoff, zu gewinnen.

Weltweit wird zur Lösung dieser Aufgabe der PUREX-Prozeß eingesetzt. Er hat sich ausgezeichnet bewährt und ist mit geringfügigen Modifikationen später auch zur Wiederaufarbeitung von sog. Schnellbrüter-Brennelementen einsetzbar.

Die von den Kernkraftwerken in schweren Abschirmbehältern angelieferten Brennelemente werden zunächst in großen Wasserbecken gelagert. Während dieser Zeit zerfallen die kurzlebigen Isotope, so z. B. das wichtige Jod-131. Frühestens 220 Tage nach der Entladung der Brennelemente aus dem Reaktor – in der Regel aber später – werden sie dann der eigentlichen Wiederaufarbeitung zugeführt.

Die Brennelemente bestehen aus zahlreichen Brennstäben, die durch Kopf- und Fußstücke zusammengehalten werden. In den Brennstäben befindet sich der eigentliche Brennstoff – Uran- und Plutoniumoxid in Tablettenform – dicht eingeschlossen in Hüllrohre aus einer Zirkoniumlegierung, dem sog. Zircaloy.

Die Wiederaufarbeitung dieser Brennelemente (Abbildung 1) beginnt mit der mechanischen Zerlegung. Abgeschirmt durch dicke Betonmauern werden zunächst die Kopf- und Fußstücke abgesägt. Die Brennstäbe werden dann in einige Zentimeter lange Stücke zer-

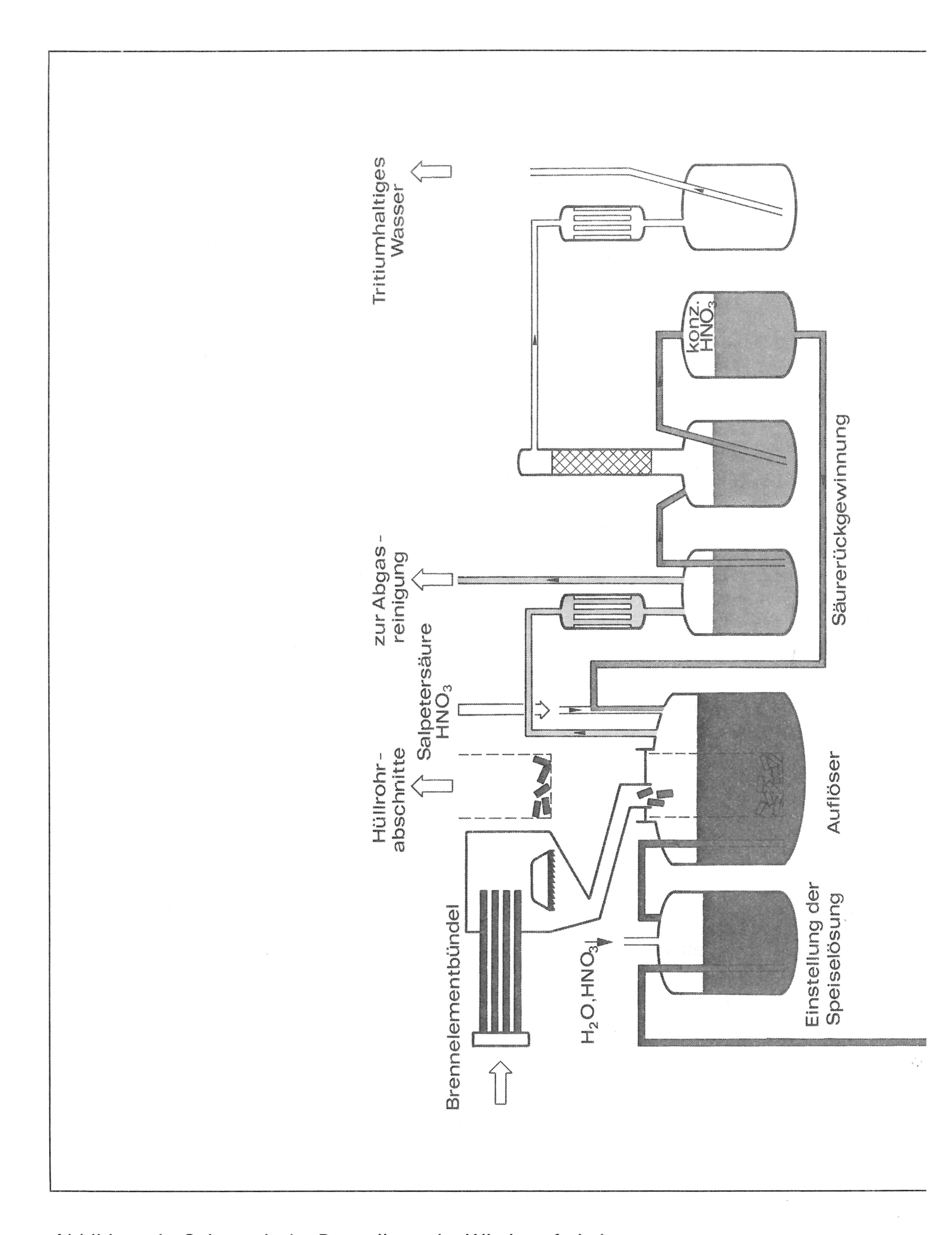
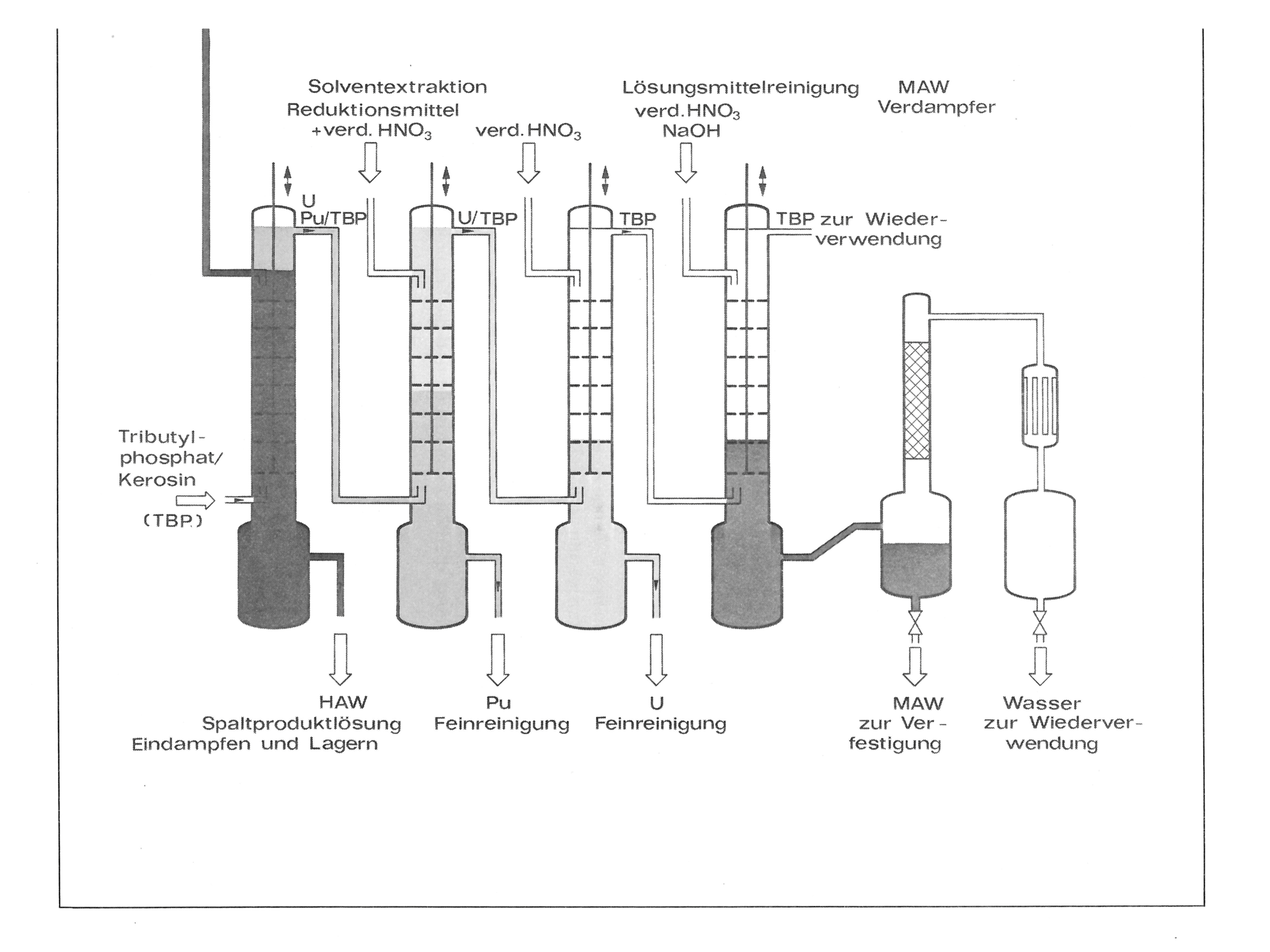


Abbildung 1 Schematische Darstellung der Wiederaufarbeitung


Solventextraktion
Reduktionsmittel
+verd. HNO_3
verd. HNO_3
Lösungsmittelreinigung
verd. HNO_3
NaOH
MAW
Verdampfer
U
Pu/TBP
U/TBP
TBP
TBP zur Wieder-
verwendung
Tributyl-
phosphat/
Kerosin
(TBP)
HAW
Spaltproduktlösung
Eindampfen und Lagern
Pu
Feinreinigung
U
Feinreinigung
MAW
zur Ver-
festigung
Wasser
zur Wiederver-
wendung

schnitten. Dieser Vorgang kann durch dicke Bleifenster verfolgt werden. Alle anderen Verfahrensschritte werden dann nicht mehr direkt beobachtet, sondern über zahlreiche Anzeige- und Registriergeräte verfolgt.

Die Brennstababschnitte fallen direkt aus der Zerlegemaschine in einen Korb, der sich in einem Kessel mit heißer Salpetersäure befindet. Hier lösen sich der Brennstoff und die Spaltprodukte aus den Hüllrohrabschnitten heraus. Dabei werden die gasförmigen und leicht flüchtigen Spaltprodukte frei und gelangen ins Abgas. Hierzu gehören insbesondere das Jod mit dem langlebigen Isotop J-129 und die Edelgase Krypton und Xenon, mit dem Isotop Kr-85 als wichtigstem radioaktiven Isotop. Außerdem enthält das Abgas vor allem nicht radioaktive, aber giftige Stickoxide, Säuredämpfe und Wasserdampf. Aus letzteren wird Salpetersäure zurückgewonnen, die dann wieder zur Auflösung von verbrauchtem Brennstoff eingesetzt wird. Außerdem fällt als Kondensat stark tritiumhaltiges Wasser an, das dem Kreislauf entzogen und zunächst gelagert wird. Die im Abgas verbleibenden Verunreinigungen wie Jod und Edelgase sowie Reste von Stickoxiden werden in der Abgasreinigungsanlage abgetrennt, bevor das saubere Abgas über den Schornstein abgegeben wird.

Die ausgelaugten Hüllrohrabschnitte werden mit dem Korb aus der Säure herausgehoben, abgespült und zunächst in einem Wasserbecken gelagert. Sie sind Abfall. Mit einer Aktivität von etwa 40 Ci/kg liegen sie an der Grenze zwischen hoch- und mittelaktiven Abfällen.

Die Brennstofflösung, die Uran, Plutonium und die Spaltprodukte in gelöster Form enthält, wird nun durch Filtration geklärt und durch Zusatz von Salpetersäure oder Wasser, durch Verdampfen von Wasser oder Abtreiben von Säure auf eine für den nachfolgenden Verfahrensschritt optimale Urankonzentration eingestellt. Wenn man jetzt noch das Volumen der Lösung genau bestimmt, kann man die Menge an Uran und Plutonium in dieser Charge ermitteln und sie mit den Erwartungswerten vergleichen, die sich unter Berücksichtigung des Abbrandes aus den Einsatzwerten errechnen lassen. Damit wird diese Stelle ein wichtiger Punkt für die Spaltstoffflußkontrolle, die verhindern soll, daß Brennstoff unerlaubterweise abgezweigt wird.

Jetzt beginnt die eigentliche Trennung durch Solventextraktion, an deren Ende drei Hauptfraktionen anfallen: die Uranlösung, die Plutoniumlösung und die hochradioaktive Spaltproduktlösung.

Die Solventextraktion beruht auf der unterschiedlichen Verteilung der verschiedenen Bestandteile der Ausgangslösung zwischen der wässerigen Phase und einer mit dieser nicht mischbaren organischen Phase. Für die Wiederaufarbeitung der Leichtwasserreaktor-(LWR)-Brennelemente wird heute überall der sog. PUREX-Prozeß eingesetzt, bei dem als organische Phase eine Lösung von Tributylphosphat in Kerosin benutzt wird. Diese Lösung ist leichter als die wässerige Lösung und schwimmt deshalb oben. Mischt man nun beide Phasen durch intensives Schütteln, treten die das organische Milieu bevorzugenden Komponenten in die organische Phase über. Nach der Beruhigung trennen sich beide Phasen wieder, und man hat eine erste Trennung erreicht. In der Regel aber ist die Trennung nicht vollständig, man muß sie daher mehrere Male wiederholen. Durch geeignete chemische Zusätze kann man das Verhalten der Komponenten in gewissen Grenzen beeinflussen.

Technisch kann man eine solche Solventextraktion in Mischabsetzern (Mixer-Settler) durchführen. Sie bestehen aus einer Vielzahl von Kammern, die von beiden Phasen in entgegengesetzter Richtung durchströmt werden. In einer Kammer werden sie intensiv gemischt, in der nächsten beruhigen und trennen sie sich, in der darauffolgenden werden sie wieder gemischt, dann getrennt usw.

Anstelle der mechanisch komplizierten Geräte setzt man heute oft pulsierende Kolonnen ein. Dabei handelt es sich um senkrecht stehende Rohre mit eingebauten Lochblechen. Die leichtere organische Phase tritt unten ein und steigt nach oben, während die schwerere wässerige Phase oben eingespeist wird und nach unten sinkt. Überlagert man die Strömungen mit einer schnellen pulsartigen Bewegung, werden die beiden Phasen im Bereich der Lochbleche in intensiven Kontakt gebracht.

Beim PUREX-Prozeß werden Uran und Plutonium in der ersten Kolonne durch Übergang in die organische Phase von den Spaltprodukten getrennt und anschließend in die wässerige Phase zurückextrahiert. Nach Zusatz eines Reduktionsmittels werden Uran und Plutonium getrennt, wobei Plutonium in der wässerigen Phase bleibt und nur Uran extrahiert wird. In der letzten Kolonne schließlich wird Uran wieder in die wässerige Phase rückextrahiert.

Nach einer Feinreinigung werden Uran und Plutonium als Wertstoffe wieder zu Brennelementen verarbeitet.

Das organische Lösungsmittel wird gereinigt und wieder in den Prozeß zurückgeführt. Die Waschwässer werden aufkonzentriert und einer Abfallbehandlung zugeführt.

5.2.2. Alternative Brennstoffkreisläufe

In der Gewinnung des Plutoniums im Verlauf der Wiederaufarbeitung sieht Präsident Carter die Gefahr des Mißbrauchs. Denn Plutonium ist im Bewußtsein der Öffentlichkeit eng verbunden mit der Atombombe. Tatsächlich aber ist das Plutonium, das in Kernkraftwerken erzeugt wird, aufgrund seiner Isotopenzusammensetzung wenig geeignet für die Bombe. Zur Erzeugung waffenfähigen Materials müßten die Reaktoren schon extrem unwirtschaftlich betrieben werden. Ganz unmöglich allerdings ist ein Mißbrauch des Plutoniums nicht. Aus diesem Grunde haben vor allem Mitarbeiter der Carter-Administration alternative Brennstoffkreisläufe vorgeschlagen, bei denen Plutonium entweder so gut wie gar nicht auftritt oder zumindest nicht in reiner Form isoliert wird. Gewisse Modifikationen des Wiederaufarbeitungsverfahrens sind in diesem Fall notwendig. Das Prinzip der Solventextraktion bleibt aber erhalten. Bei näherer Betrachtung zeigt sich aber schon heute, daß diese neuen Konzepte erhebliche technische Unsicherheiten und Schwierigkeiten mit sich bringen oder aber kaum eine höhere Sicherheit gegen die Abzweigung von Spaltmaterial (Proliferationssicherheit) bringen. Die Phalanx der Befürworter von alternativen Brennstoffkreisläufen bröckelt daher zusehends ab.

Der erste Vorschlag eines angeblich proliferationssicheren Brennstoffkreislaufs lief auf die Verwendung eines *„denaturierten Thorium-Uran-Brennstoffs"* hinaus. Hierbei handelt es sich um eine Variante des für den Hochtemperatur-Reaktor vorgesehenen Brennstoffkreislaufs. Als Brennstoff soll ein Uran-Thoriumgemisch dienen. Das Uran enthält maximal 20% U-235 oder U-233. Letzteres ist ebenfalls spaltbares Material und entsteht aus dem Thorium. Aber auch Plutonium wird gebildet, wenn auch in wesentlich geringerer Menge, nämlich etwa 30% gegenüber schwach angereichertem LWR-Brennstoff. Bei der Wiederaufarbeitung der Brennelemente dieses Alternativkonzepts entstehen statt drei jetzt vier Fraktionen, das Uran, das Plutonium, das Thorium und die Spaltprodukte. Ob die Reduktion der produzierten Plutoniummenge einen merklichen Gewinn an Proliferationssicherheit bringt, kann bezweifelt werden. Mit Sicherheit muß dieser Prozeß erst entwickelt werden, und er wird komplizierter und damit schwerer zu beherrschen sein als der bewährte PUREX-Prozeß.

Eine andere viel diskutierte Alternative ist der sog. CIVEX-Prozeß. Sein Name soll die Verwendung des Brennstoffs für zivile Zwecke betonen. Er lehnt sich stark an das PUREX-Verfahren an und soll auch den normalen Brennstoff verarbeiten. Dabei entstehen

- die Spaltproduktlösung, die aber nur etwa 75% der gesamten Spaltprodukte enthält,
- eine stark spaltprodukthaltige Uranfraktion und
- eine spaltprodukthaltige Uran-Plutonium-Fraktion mit einem Pu : U-Verhältnis von etwa 1 : 3, so daß der Kernbrennstoff mit Sicherheit nicht waffenfähig ist.

Die hohe Radioaktivität der Spaltprodukte in den beiden Brennstofffraktionen soll einen Mißbrauch erschweren.

Die Anlage soll so dimensioniert sein, daß jeder Versuch, den Plutoniumgehalt zu erhöhen, zu einem kritischen Unfall führen muß. Damit keine unerlaubten Änderungen an der Anlage durchgeführt werden können, sollen die Prozeßzellen so klein wie möglich sein. Das aber hat zur Folge, daß auch Reparaturen nahezu unmöglich werden.

Ein solcher Prozeß widerspricht jeder technischen Vernunft und kann vor allem wegen seiner permanenten Nähe zum kritischen Unfall nicht akzeptiert werden.

Eine dritte Verfahrensvariante ist das sog. Coprocessing. Auch dieses Verfahren ähnelt dem PUREX-Verfahren. Die Spaltprodukte werden vollständig abgetrennt. Der Brennstoff wird aufgeteilt in eine reine Uranfraktion und eine Uran-Plutonium-Fraktion mit ca. 4% Pu für die Rezyklierung des Brennstoffes in Leichtwasserreaktoren bzw. ca. 24% Pu für den Einsatz in Schnellen Brütern. Diese Alternative ist sicher diskussionsfähig. Allerdings müßte noch einige Entwicklungsarbeit geleistet werden. Da hier das Plutonium nicht in reiner Form isoliert wird, besteht eine gewisse Sicherheit gegen den Mißbrauch durch Terroristen oder subnationale Gruppen.

5.2.3. Abfallbehandlung

Im Laufe des Prozesses fallen die verschiedensten Abfallarten an. Die wichtigsten sind

- die Brennelement-Hülsen,
- das Abgas mit den radioaktiven Komponenten Jod und Krypton,
- das tritiumhaltige Wasser,
- die hochradioaktive Spaltproduktlösung und
- die mittelaktiven Konzentrate aus verschiedenen Reinigungsschritten.

Für alle diese Abfallströme gibt es geeignete Verfahren zur Behandlung und Beseitigung. In einigen Fällen konkurrieren sogar mehrere. In anderen Fällen ist zwar der Weg klar vorgezeichnet, bis zur großtechnischen Reife des Verfahrens ist aber noch eine weitere Entwicklung notwendig. Aus diesen Gründen wird eine neue große Wiederaufarbeitungsanlage genügend Lagerkapazität für alle Abfälle vorsehen. Die Dringlichkeit der Wiederaufarbeitung wird so von der Optimierung der Abfallbehandlung getrennt. Der Stand der Technik zur Abfallbehandlung und Beseitigung sei hier in einer Auswahl beispielhaft dargestellt.

Charakteristisch für notwendige Weiterentwicklung ist die Abgasreinigung mit der Rückhaltung von Jod-129 und Krypton-85. Beide Isotope konnten in der Vergangenheit unbegrenzt in die Atmosphäre abgeleitet werden. Beim Betrieb einer Großanlage aber würde bei diesem Vorgehen die Strahlenexposition in der Nähe der Anlage das Limit erreichen, das

in der Bundesrepublik die neue Strahlenschutzverordnung setzt. Im Hinblick auf diese erwarteten Begrenzungen werden seit mehreren Jahren geeignete Rückhalteeinrichtungen entwickelt, deren Komponenten teils bereits technisch getestet werden, teils kurz vor der Erprobung stehen. Den Ablauf einer solchen Abgasreinigung zeigt schematisch Abbildung 2.

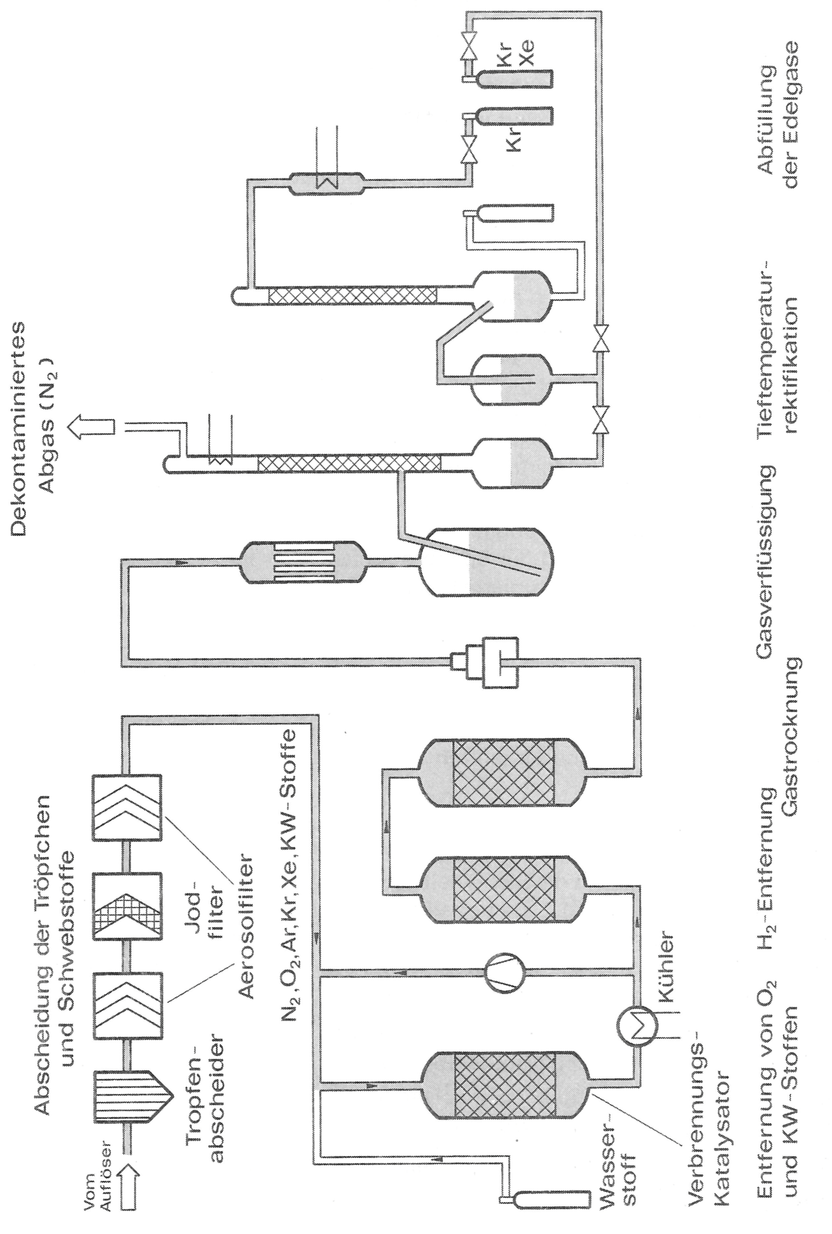


Abbildung 2 Schematische Darstellung der Abgasreinigung

Eine wichtige Neuentwicklung stellt das hochwirksame unbrennbare Jodfilter dar. Es wurde in Karlsruhe entwickelt und wird zur Zeit in der dortigen Wiederaufarbeitungsanlage unter harten Betriebsbedingungen getestet. Die Ergebnisse sind bisher ausgezeichnet.

Der nächste Schritt, die Entfernung des Sauerstoffs durch Reaktion mit Wasserstoff, als Vorstufe für die Edelgasabtrennung, ist eine technisch erprobte und auch schon in der Kerntechnik eingesetzte Methode.

Neu ist dagegen wieder die Abtrennung der Edelgase bei tiefen Temperaturen, wobei allerdings alle Komponenten bereits lange aus der Luftverflüssigung und Lufttrennung bekannt sind. Es handelt sich hierbei also um die Anpassung von bekannten Verfahrensschritten an die speziellen Probleme der Kerntechnik.

Zur Erprobung dieser Technik sind in der Kernforschungsanlage Jülich zwei Anlagen, im Kernforschungszentrum Karlsruhe ist eine weitere Anlage in Betrieb. Die bisherigen erfolgversprechenden Ergebnisse berechtigen zu dem Schluß, daß eine technische Anlage rechtzeitig in der großen Wiederaufarbeitungsanlage ihren Betrieb aufnehmen kann. Dies ist allerdings auch notwendig, weil das Abgas die einzige Abfallsorte ist, die man nicht in größeren Mengen zwischenlagern kann.

Anders ist die Situation bei den hochradioaktiven Spaltproduktlösungen. Hier ist eine sichere Tanklagerung über viele Jahre hin technisch möglich. Ein Versickern im Erdboden, wie es mehrfach in den USA vorgekommen ist, ist bei der in der Bundesrepublik Deutschland angewandten Technik mit mehrfacher Sicherung extrem unwahrscheinlich. Trotz des hohen Sicherheitsstandards sollen aber die Spaltprodukte in eine feste, kompakte Form mit hoher Auslaugbeständigkeit überführt werden. Besonders geeignet ist hier die Überführung in ein glas- oder keramikartiges Produkt. Die Spaltprodukte werden dabei fester Bestandteil der Matrix.

In den USA, in Großbritannien und in Frankreich sind bereits in der Vergangenheit technische Anlagen zur Verfestigung der Spaltprodukte mit Erfolg betrieben worden. Eine nach neuesten Gesichtspunkten konzipierte technische Verglasungsanlage ist 1978 in Marcoule in Frankreich mit Erfolg in Betrieb gegangen. Eine gleichartige Anlage wird auch die derzeit größte europäische Wiederaufarbeitungsanlage in Cap de la Hague entsorgen, und auch für das Deutsche Entsorgungszentrum ist sie vorgesehen. Im In- und Ausland laufen weiterhin umfangreiche Entwicklungsarbeiten zur Verbesserung und Optimierung verschiedener Verfestigungsverfahren. Allein in der Bundesrepublik Deutschland arbeiten drei Arbeitsgruppen der Kernforschungszentren Jülich und Karlsruhe sowie der DWK an der Verfahrensentwicklung.

Als Beispiel für einen solchen Verfestigungsprozeß sei das FIPS-Verfahren (= **Fi**ssion **P**roduct **S**olidification) angeführt (Abbildung 3). Bei der Konzeptwahl standen die Betriebssicherheit des Verfahrens und die Sicherheit der Umwelt durch Minimierung der radioaktiven Ableitungen im Vordergrund. Eine hohe Betriebssicherheit wurde durch Verwendung bekannter, in der chemischen Technik bewährter Apparate erreicht. Die Minimierung der Ableitungen folgt aus den geringen, leicht zu reinigenden Abgasvolumina sowie geringen Mengen an flüssigem Sekundärabfall.

Das Verfahren besteht aus den Verfahrensschritten

- Vorkonzentrierung der Spaltproduktlösung,
- Zersetzung der freien Salpetersäure (Denitrierung),
- Zusatz von Glasbildern oder Glasfritte,
- Verfestigung der Aufschlämmung mit einem Walzentrockner und
- Erschmelzen eines Glases.

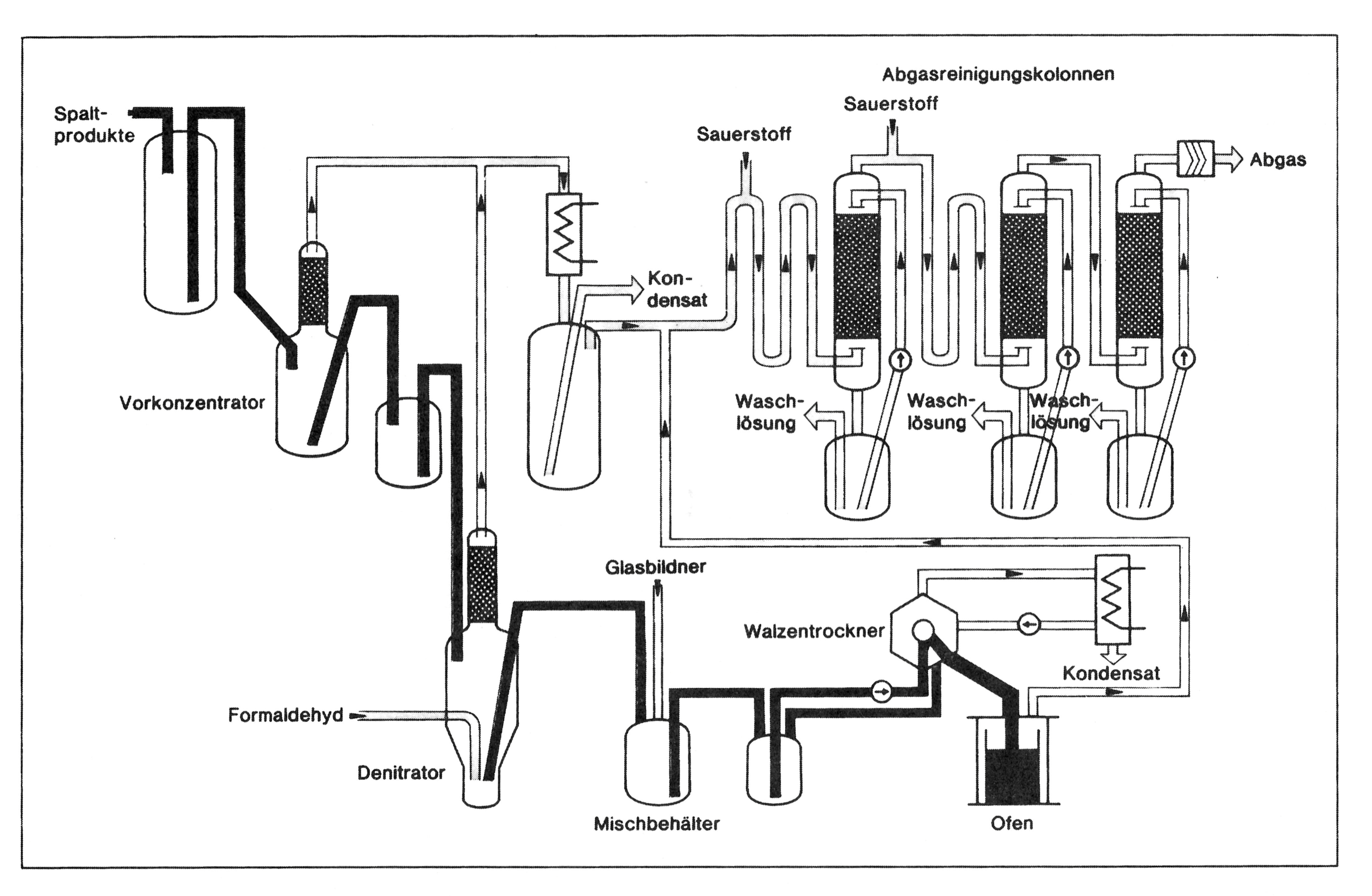


Abbildung 3 Schematische Darstellung des Spaltproduktverfestigungsverfahrens FIPS

Die Anlage erwies sich im „Heißbetrieb" mit hochradioaktiven Spaltprodukten aus der Wiederaufarbeitungsanlage in Mol/Belgien als außerordentlich flexibel und leicht steuerbar. Der Durchsatz lag bei etwa 1 kg Glas pro Stunde. Das entspräche, wenn die Anlage ständig betrieben würde, der Entsorgung eines 1000-MW_e-Reaktors. Eine um den Faktor 10 größere Pilotanlage ist zur Zeit Gegenstand der Planung.

Für alle anderen Abfallsorten von Bedeutung gibt es erprobte Verfahren, so z. B. die Einbettung der mittelaktiven flüssigen und festen Abfälle in Beton oder Bitumen. Das bedeutet aber nicht, daß nicht auch hier noch Entwicklungsarbeit zur Optimierung der Verfahren geleistet wird.

5.3. Das Risiko der Wiederaufarbeitung

Das Risiko, das der Betrieb einer Wiederaufarbeitungsanlage für die Bevölkerung mit sich bringt, ist verständlicherweise der wichtigste Punkt in der öffentlichen Diskussion. Dabei reichen die Aussagen von „harmlos" bis „30 Millionen Tote beim größten denkbaren Unfall". Beide Aussagen sind mit Sicherheit nicht richtig. Einerseits gibt es wohl kaum einen größeren Industriebetrieb, der nicht ein gewisses Risiko für die Bevölkerung darstellt. Andererseits dürfte es wohl keinen Wissenschaftler oder Ingenieur geben, der eine Technik gutheißt und vertritt, bei der er auch nur die geringste Möglichkeit einer Katastrophe des oben geschilderten Ausmaßes erkennen kann. Durch ein eng verknüpftes Netz von Sicherheitsvorkehrungen werden vielmehr eventuelle Störfallfolgen für die Bevölkerung sehr stark begrenzt; in keinem anderen Industriezweig ist das in diesem Umfang üblich.

Welches Risiko geht nun aber wirklich von einer Wiederaufarbeitungsanlage aus? Eine auch nur annähernd vollständige Risikoanalyse würde Bände von Büchern füllen. Sie kann daher hier nicht im Detail behandelt werden. Aber bereits eine kurze Betrachtung der Ableitungen im bestimmungsgemäßen Betrieb und der Freisetzungen bei Störfällen kann einen Überblick über die Auswirkungen geben. Dabei sollen hier nur Strahlenexpositionen in der Maßeinheit „rem" bzw. „mrem", dem tausendsten Teil eines rems, angegeben werden. Die tatsächlichen Folgen können bei hohen Expositionen relativ leicht abgeschätzt werden. So weiß man, daß z. B. eine einmalige Bestrahlung des ganzen Körpers mit ca. 400 rem bei 50% der bestrahlten Personen zum Tode führen würde. Die Wirkung kleiner Dosen, mit denen man es normalerweise zu tun hat, ist aber statistisch nicht mehr nachweisbar und daher seit vielen Jahren umstritten.

5.3.1. Strahlenexposition beim bestimmungsgemäßen Betrieb einer Wiederaufarbeitungsanlage

Die durch Ableitungen aus einer Wiederaufarbeitungsanlage auftretende Strahlenexposition außerhalb der Anlage ist durch die Strahlenschutzverordnung auf jährlich 30 mrem für den gesamten Körper und auf 90 mrem für die Schilddrüse begrenzt worden. Vergleichsweise beträgt die natürliche Strahlenbelastung des Menschen in Deutschland im Mittel etwa 120 mrem pro Jahr. Örtlich können sogar Spitzen bis 1 rem auftreten. Die genannten Grenzwerte von 30 bzw. 90 mrem dürfen jedoch nicht ausgenutzt werden, wenn die Möglichkeit besteht, die Strahlenexposition weiter zu reduzieren. So hat die Deutsche Strahlenschutzkommission bereits empfohlen, die Krypton-85-Ableitung auf jährlich 1 Million Curie zu begrenzen. Weitere Empfehlungen zur Begrenzung der Emission von Tritium, Jod-129 und α-aktiven Stoffen werden in Kürze erwartet. Danach wird dann die Strahlenexpo-

sition an der ungünstigsten Stelle voraussichtlich deutlich unter 10 mrem für den gesamten Körper und unter 50 mrem für die Schilddrüse liegen. Es muß aber betont werden, daß es sich hier um sogenannte Ortsdosiswerte handelt, die ein Mensch empfangen würde, wenn er sich ausschließlich an der ungünstigsten Stelle aufhalten würde und nur Nahrungsmittel zu sich nehmen würde, die dort gewachsen sind. Die tatsächliche Strahlenexposition der Bevölkerung liegt erheblich darunter.

Diese Werte der Wiederaufarbeitungsanlage werden etwa zehnmal höher sein als die Ortsdosiswerte in der Nähe von Kernkraftwerken. Gemessen aber an der natürlichen Strahlenbelastung müssen diese Werte als akzeptabel gelten.

5.3.2. Sicherheitsmaßnahmen zur Vermeidung größerer Freisetzungen bei Störfällen

Wichtiger noch als die durch zahlreiche Auflagen niedrig gehaltene Strahlenexposition im Normalbetrieb ist die Frage nach den Konsequenzen eines schweren Unfalls für die Bevölkerung.

Eine Wiederaufarbeitungsanlage enthält erhebliche Mengen an radioaktivem Material, dessen Freisetzung durch zahlreiche passiv wirkende Einrichtungen und aktive Gegenmaßnahmen verhindert wird. Studien, die ungehinderte Freisetzung betrachten, gehen daher völlig an der Realität vorbei.

Die Beherrschung hochgiftiger Substanzen durch ein aktiv und passiv wirkendes Sicherheitssystem ist übrigens nicht auf die Kerntechnik begrenzt. Der amerikanische Wissenschaftler Bernhard Cohen vergleicht z. B. Plutonium mit anderen gefährlichen Substanzen und kommt zu dem Schluß: Wenn in den USA die gesamte Elektrizität mit schnellen Brütern erzeugt würde, entstünden pro Jahr etwa 1 Billion tödlicher Inhalationsdosen Plutonium. Jedes Jahr aber werden in den USA 400 Billionen tödlicher Inhalationsdosen Chlor produziert. Auch in diesem Fall sind also entsprechende Sicherheitsmaßnahmen nötig.

Die Sicherheitsmaßnahmen der Kerntechnik beruhen auf der Wirksamkeit mehrfacher Barrieren. Sie sind schematisch in Abbildung 4 dargestellt.

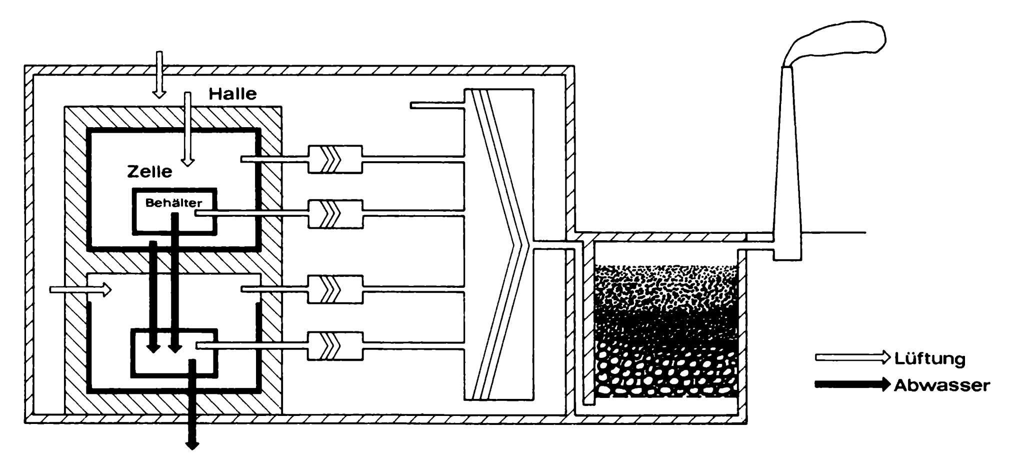


Abbildung 4 Schematische Darstellung der Lüftung und der Abwasserführung einer kerntechnischen Anlage

Die radioaktiven Stoffe sind in der Regel in Behältern oder Rohrleitungen eingeschlossen. Diese befinden sich in einer mit einer Edelstahlhaut ausgekleideten Betonzelle, die ihrerseits wieder vom Gebäude umgeben ist. Wir haben also meist drei Barrieren, die die radioaktiven Stoffe zurückhalten. Diese Barrieren haben Öffnungen für die Zufuhr und Ableitung der Stoffe und für die Zu- und Abluft, die aber mehrfach durch Schleusen, parallele und hintereinander geschaltete, voneinander unabhängige Filtersysteme und durch Schnellschlußklappen gesichert sind.

Um einen unkontrollierten Austritt von Radioaktivität zu vermeiden, hält man in den Räumen einen gestaffelten Unterdruck aufrecht, so daß die Luft stets von außen in die Halle, von da in die Zelle und von dort über ein mehrfaches Filtersystem zum Schornstein strömt.

Abwässer gelangen über Reinigungsanlagen und Sammelbehälter erst nach sorgfältiger Überprüfung nach draußen.

Dieses System erlaubt, alle auch nur einigermaßen realistisch erscheinenden Unfälle so zu beherrschen, daß die Bevölkerung keinen Schaden erleidet. Tatsächlich sind bisher auch noch keine Personenschäden unter der Bevölkerung durch Unfälle in Wiederaufarbeitungsanlagen zu verzeichnen gewesen.

5.3.3. Störfälle in Wiederaufarbeitungsanlagen

Welcher Art sind nun die Störfälle, mit denen man in Wiederaufarbeitungsanlagen zu rechnen hat?

Bereits einige Male sind Kritikalitätsstörfälle, also unbeabsichtigte Kettenreaktionen durch Ansammlung von Spaltstofflösungen in bestehenden Anlagen aufgetreten. Der größte Störfall ereignete sich im Bundesstaat Idaho/USA. Er dauerte insgesamt mehrere Stunden. Durch die bei der Kettenreaktion freigesetzte Wärme kam die Spaltstofflösung zum Kochen, verspritzte in der Zelle und wurde dadurch unterkritisch. Allmählich sammelte sich die Lösung wieder und wurde erneut kritisch. Das wiederholte sich dann noch einige Male. Trotzdem trat außerhalb der Anlage keine gefährlich hohe Strahlenexposition auf. Das Bedienungspersonal nahm zwar erhöhte Strahlendosen auf, aber auch hier ist eine ernste Gefährdung nicht eingetreten. Aus diesem Unfall hat man inzwischen viel gelernt. Man baut heute alle Behälter so, daß eine lang andauernde Kettenreaktion unmöglich ist. Trotzdem muß eine Anlage so ausgelegt sein, daß sie noch größere Störfälle beherrschen kann. So führt die sorgfältige Analyse eines hypothetischen Kritikalitätsstörfalls in der Wiederaufarbeitungsanlage in Barnwell/USA zu einer Exposition von höchstens 2 mrem außerhalb der Anlage.

Ein anderer wichtiger Störfall, der sich auch tatsächlich bereits ereignet hat, ist eine Explosion beim Konzentrieren von Spaltproduktlösungen, die sog. „Red-Oil"-Explosion. Sie kann auftreten, wenn organisches Lösungsmittel zusammen mit mäßig konzentrierter Salpetersäure auf Temperaturen über 135 °C erhitzt wird. Die Integrität der dicken Zellenwände ist bei solchen Explosionen zu keiner Zeit in Gefahr, wohl aber können die Filter in bzw. unmittelbar hinter der Zelle zerstört werden. In den weiterführenden Lüftungsschächten läuft sich dann, wie sich in Experimenten zeigte, die Explosionswelle tot, so daß das räumlich weiter entfernte Endfilter nicht in Mitleidenschaft gezogen wird. Will man ganz sicher gehen, kann man hinter die üblichen Aerosolfilter noch ein Sandbettfilter schalten, das als vollständig explosionssicher gilt. Die Anlage in Morris hatte ein solches Filter vorgesehen, Barnwell hielt es nicht für erforderlich. Denn auch ohne Sandbettfilter wird bei diesem Störfall die maximale Strahlenexposition außerhalb der Anlage nicht über 1 mrem liegen.

Besondere Aufmerksamkeit muß man in einer Anlage, die mit Kerosin umgeht, der Feuersicherheit widmen. Im Falle eines Brandes muß man ebenso wie bei der oben beschriebenen Explosion mit der Zerstörung der Zellenfilter rechnen, ein Übergreifen des Brandes auf das Endfilter ist allerdings nicht zu befürchten. Die Strahlenexposition wird daher ähnlich wie beim vorhergehenden Fall 1 mrem nicht überschreiten.

Als denkbar schwerster Unfall gilt nach dem Arbeitsbericht Nr. 290 des Instituts für Reaktorsicherheit (jetzt: Gesellschaft für Reaktorsicherheit, GRS) der Ausfall der Kühlung im Tanklager für hochradioaktive Spaltproduktlösungen. Durch den Zerfall der radioaktiven Isotope wird auf Jahre hinaus noch eine beachtliche Energie frei, die ständig durch Wasserkühlung abgeführt wird. Bei Ausfall der Kühlung würde die Lösung nach etwa 2,5 Stunden zu sieden beginnen, nach etwa 35 Stunden wäre dann nach dieser Studie alles Wasser verdampft. Der zurückbleibende Salzkuchen würde sich dann weiter erhitzen und schließlich zu schmelzen beginnen. Dabei verdampft ein großer Teil der Salzschmelze, wobei in dem IRS-Arbeitsbericht angenommen wurde, daß keinerlei Rückhaltung wirksam sei.

Tatsächlich wird solch einem Störfall aber durch mehrfache Redundanz der Kühlung, also durch Mehrfachauslegung begegnet. Im Normalbetrieb wird ein Tank durch eingehängte Kühlschlangen gekühlt. Werden diese Kühlschlangen defekt, können sie ausgewechselt werden. Fällt die Kühlmittelzufuhr zu den Kühlschlangen aus, so daß der Tankinhalt zu sieden beginnt, tritt ein Rückflußkühler in Aktion, der ebenfalls die gesamte Wärme abführen kann. Fällt die gesamte Kühlwasserzufuhr aus, kann auf ein völlig anderes Kühlsystem umgeschaltet werden, z. B. von der Durchlaufkühlung mit Flußwasser auf Kreislaufkühlung über einen Kühlteich.

Unabhängig davon sorgt ein umfangreiches Filtersystem dafür, daß keine nennenswerten Aktivitäten in die Umwelt freigesetzt werden.

Bei der geschilderten Auslegung ist ein Störfallverlauf, wie ihn die Autoren des IRS-Berichts annehmen, völlig unrealistisch. Zu dieser Überzeugung sind übrigens die Autoren selbst gekommen. Vielmehr erlaubt der zeitliche Verlauf des Kühlmittelverlust-Störfalls rechtzeitige Gegenmaßnahmen.

Die beschriebenen Störfälle sind selbstverständlich nur eine Auswahl aus einer langen Reihe Möglichkeiten, die bei der Auslegung einer Anlage berücksichtigt werden müssen. Sie zeigen aber beispielhaft, wie durch eingebaute Schutzeinrichtungen und eventuelle Gegenmaßnahmen der Schutz der Bevölkerung sichergestellt wird. Die in Sicherheitsberichten angegebenen Daten für die erwartete Strahlenexposition durch Störfälle bestätigen darüber hinaus die bisherige Erfahrung, daß Störfälle in Wiederaufarbeitungsanlagen die Umwelt nur wenig zusätzlich belasten.

5.4. Zusammenfassung

Zusammenfassend kann festgestellt werden, daß sich die Technik der Wiederaufarbeitung verbrauchter Brennelemente bewährt hat. Die Anpassung an gestiegene Anforderungen und den erhöhten Durchsatz bringt keine prinzipiell neuen Probleme mit sich.

Für die Behandlung der in der Anlage anfallenden Abfälle gibt es entweder bewährte Verfahren, oder aber Neuentwicklungen befinden sich in einem fortgeschrittenen Stadium. Mit Ausnahme der Krypton-Abtrennung aus dem Auflöserabgas läßt sich die Wiederaufarbeitung von der Abfallbehandlung durch eine Zwischenlagerung trennen.

Den Auswirkungen von Störfällen in der Anlage wird durch ein enges Netz von Sicherheitsvorkehrungen und Gegenmaßnahmen begegnet.

Alternative Brennstoffzyklen versprechen kaum Vorteile in Hinblick auf die Proliferationssicherheit gegenüber dem Konzept des Deutschen Entsorgungszentrums, das Anlagen der Wiederaufarbeitung, der Refabrikation neuer Brennelemente und der Abfallbeseitigung an einem Standort vereint.

Literatur

Grundsätzliche sicherheitstechnische Realisierbarkeit des Entsorgungszentrums. Beurteilung und Empfehlungen der Reaktorsicherheitskommission und der Strahlenschutzkommission vom 20. 10. 1977. Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH., Glockengasse 2, Köln 1

Bachner, D. u. a.: Untersuchungen zum Vergleich größtmöglicher Störfallfolgen in einer Wiederaufarbeitungsanlage und in einem Kraftwerk. Institut für Reaktorsicherheit (IRS), Arbeitsbericht 290, 1976

Bachner, D. u. a.: Untersuchungen zum Vergleich größtmöglicher Störfallfolgen in einer Wiederaufarbeitungsanlage und in einem Kraftwerk. (Kritische Anmerkungen zum Arbeitsbericht AB-290). Gesellschaft für Reaktorsicherheit mbH (GRS), GRS-A-59 (November 1977)

Bundesminister für Forschung und Technologie (Hrsg.): Zur friedlichen Nutzung der Kernenergie; eine Dokumentation der Bundesregierung, Bonn 1977

Laser, M.: Verglasung hochradioaktiver Abfälle. Jahresbericht der Kernforschungsanlage Jülich GmbH 1975

Laser, M.: Abtrennung von radioaktiven Edelgasen in Wiederaufarbeitungsanlagen. Jahresbericht der Kernforschungsanlage Jülich GmbH 1976/77

Pfaffelhuber, J. K.: Das Sicherheitskonzept der Bundesregierung zur Entsorgung. Entsorgung der Kerntechnik, Symposium am 19. und 20. Januar 1976 in Mainz, Berichte. Deutsches Atomforum e. V., Bonn 1976

Schmidt-Küster, W. J.: Entsorgung der Kerntechnik – das deutsche Konzept. Schweizerische Vereinigung für Atomenergie, Beilage zum Bulletin Nr. 15/16, Sept. 1976

6. Die Tieflagerung radioaktiver Abfälle in Salzformationen der Bundesrepublik Deutschland

E. Albrecht
Institut für Tieflagerung der Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung mbH München

6.1. Einleitung

Bei der friedlichen Nutzung der Kernenergie fallen radioaktive Abfälle aller Kategorien an, die säkular sicher gelagert werden müssen. Unter Berücksichtigung des Sicherheitsaspektes sowie auch der Wirtschaftlichkeit ist von den verschiedenen Möglichkeiten der Endlagerung diejenige in Salzformationen des tiefen geologischen Untergrundes als die sicherste anzusehen. Dieses gilt besonders für die Länder Westeuropas mit ihrer hohen Bevölkerungsdichte und ihrem regenreichen Klima.

Die Gründe sind:

- Die Salzformationen des Zechsteins sind vor rund 220 Mio. Jahren durch Meeresaustrocknung entstanden, vor ca. 100 Mio. Jahren im norddeutschen Raum zu Salzstöcken aufgefaltet worden und haben seitdem die Beschaffenheit kaum geändert.
- Salzformationen in Form von Diapiren, von denen wir in Norddeutschland mehr als 200 haben (Abbildung 1), garantieren im Regelfall einen sicheren hydrologischen Abschluß, so daß möglicherweise freiwerdende Aktivitäten nicht in den Biozyklus gelangen können.
- Nordeuropa ist ein weitgehend erdbebenfreies Gebiet.
- Große Hohlräume von mehreren 10000 m³ Inhalt lassen sich bei wirtschaftlich vertretbaren Kosten herstellen und stehen gleichzeitig ohne Verwendung jeglichen Ausbaues über lange Zeit völlig offen.
- Die relativ gute Wärmeleitfähigkeit von Steinsalz ist von besonderer Bedeutung bei der Endlagerung hochradioaktiver, wärmeentwickelnder Abfälle.

Unter Berücksichtigung all dieser Gegebenheiten erwarb der Bund im Jahre 1965 das stillgelegte Salzbergwerk Asse, das etwa 20 km südöstlich von Braunschweig im Land Niedersachsen liegt, und übertrug die Nutzung desselben der Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung, deren einziger Gesellschafter der Bund ist, um im Rahmen umfangreicher Forschungs- und technischer Entwicklungsprogramme die Einlagerung radioaktiver Abfallstoffe aller Kategorien zu erproben und durchzuführen.

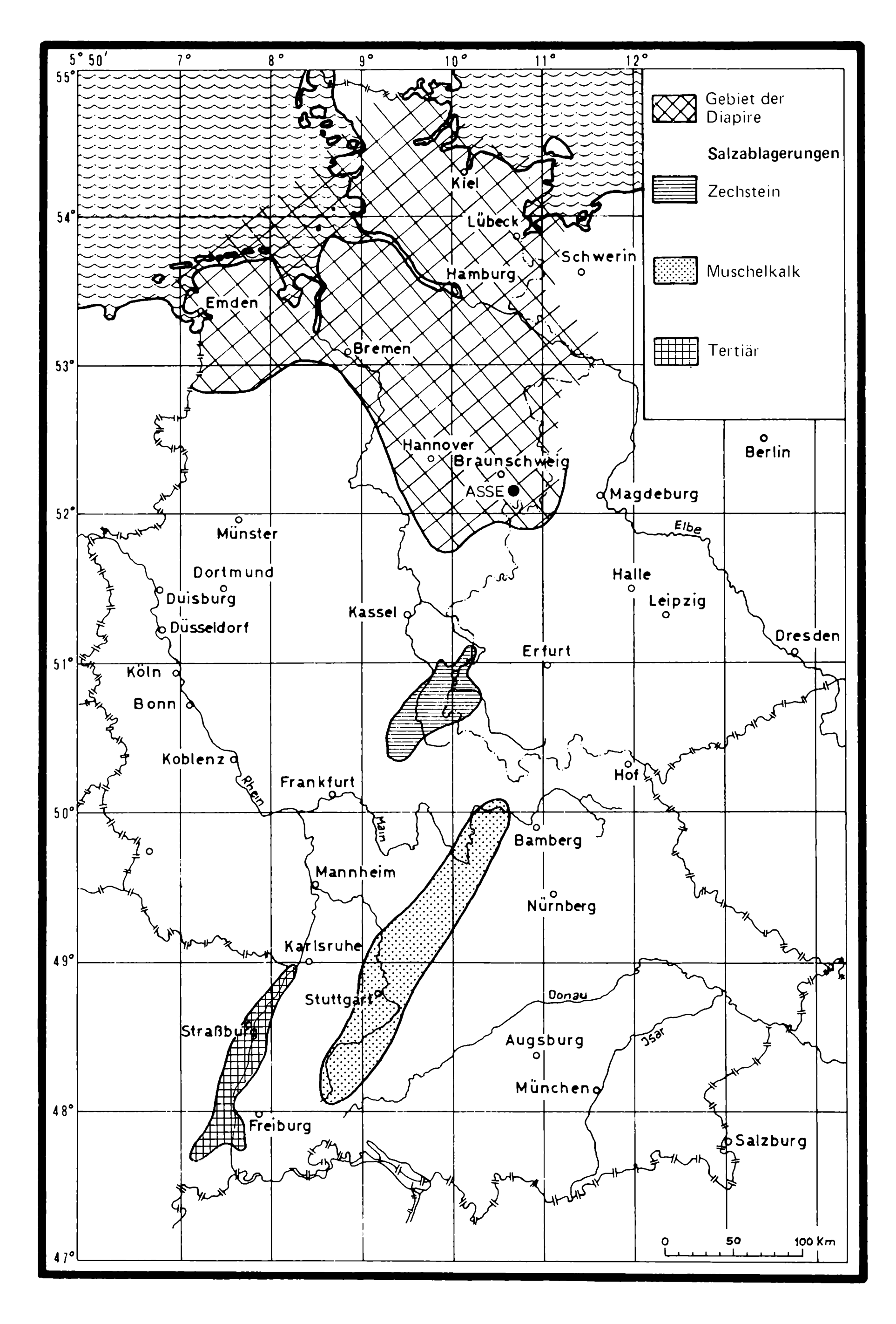


Abbildung 1 Salzvorkommen in der Bundesrepublik Deutschland

Einer der Hauptschwerpunkte liegt hierbei auf der Entwicklung geeigneter und sicherer Einlagerungstechnologien. Die Schachtanlage Asse ist also eine Pilotanlage. Die hier gemachten Erfahrungen sind wichtig und notwendig für die Planung und den Bau des großen Endlagers im Rahmen des „Nuklearen Entsorgungszentrums" auf einem norddeutschen Salzstock.

Als Standort für dieses Entsorgungszentrum wurde vom Niedersächsischen Kabinett der Salzstock Gorleben im Kreis Lüchow-Dannenberg nahe der Elbe vorgeschlagen. Aufgrund seismischer Untersuchungen sind zur Zeit nur die Größe des Salzstockes mit rund 38 bis 42 km² sowie die Mächtigkeit der Deckgebirgsschichten mit rund 300 m bekannt. Im Vergleich zu Gorleben ist dagegen der Salzstock Asse mit etwa 4,2 km² Größe relativ klein.

Nahezu völlig unbekannt ist dagegen die geologische Feinstruktur des Salzstockes Gorleben, da mit der Herstellung von Explorationsbohrungen erst im September 1979 begonnen werden konnte. Zur Beurteilung der Eignung ist jedoch eine umfangreiche geohydrologische Erkundung Voraussetzung, um einmal ein möglichst genaues Bild über die innere Struktur des Salzstockes sowie zum anderen über die Beschaffenheit des wasserführenden Deckgebirges, insbesondere im Grenzbereich Salinar/tiefere Deckgebirgsschichten, zu erhalten. Die wichtigsten Fragen sind hierbei die nach der Beschaffenheit des Salzhutes, nach der Mächtigkeit der Steinsalzpartien, die ausschließlich für die Einlagerung in Frage kommen, sowie die Frage nach Vorhandensein, Lage und Mächtigkeit von Kaliflözen, insbesondere vom Carnallit (solche Flöze sind für die Einlagerung nicht geeignet).

Bei der Größe des Salzstockes Gorleben kann jedoch mit einem relativ hohen Wahrscheinlichkeitsgrad davon ausgegangen werden, daß er die in ihn gesetzten Erwartungen erfüllt.

6.2. Versuchsanlage Asse

6.2.1. Geologische und Grubensituation

Die Asse ist ein Höhenzug von ca. 8 km Länge, der im nördlichen Harzvorland gelegen ist. Er besteht aus einem asymmetrischen Sattel der Triasformation. Unter mehreren hundert Meter mächtigen Deckgebirgsschichten, die aus Buntsandstein und Muschelkalk bestehen, liegt der eigentliche Salzstock, der sich aus Schichten der deutschen Zechsteinserie der Permformation zusammensetzt (Abbildung 2). (Perm ist der letzte Abschnitt des Erdaltertums; er dauerte – vor 200 Mio. Jahren – etwa 25 Mio. Jahre. Zu dieser Zeit entwickelten sich die ersten Nadelhölzer, Säugetiere gab es noch nicht. Die Auffaltung der Alpen begann ca. 100 Mio. Jahre später.)

Im Salzbergwerk Asse II wurde von 1908–1925 Kalisalz (Carnallit) und von 1916–1963 Steinsalz gefördert. Während die Kaliabbaue verfüllt wurden, entstanden durch den Steinsalzabbau über 100 Abbaukammern im Älteren und Jüngeren Steinsalz im Bereich von 15 Sohlen zwischen 490 und 800 m Tiefe (Abbildung 3). All diese Abbaukammern repräsentieren ein Hohlraumvolumen von rund 3,5 Mio. m³. Jede Kammer ist 60 m lang, 40 m breit und 15 m hoch und hat somit ein Volumen von 36000 m³.

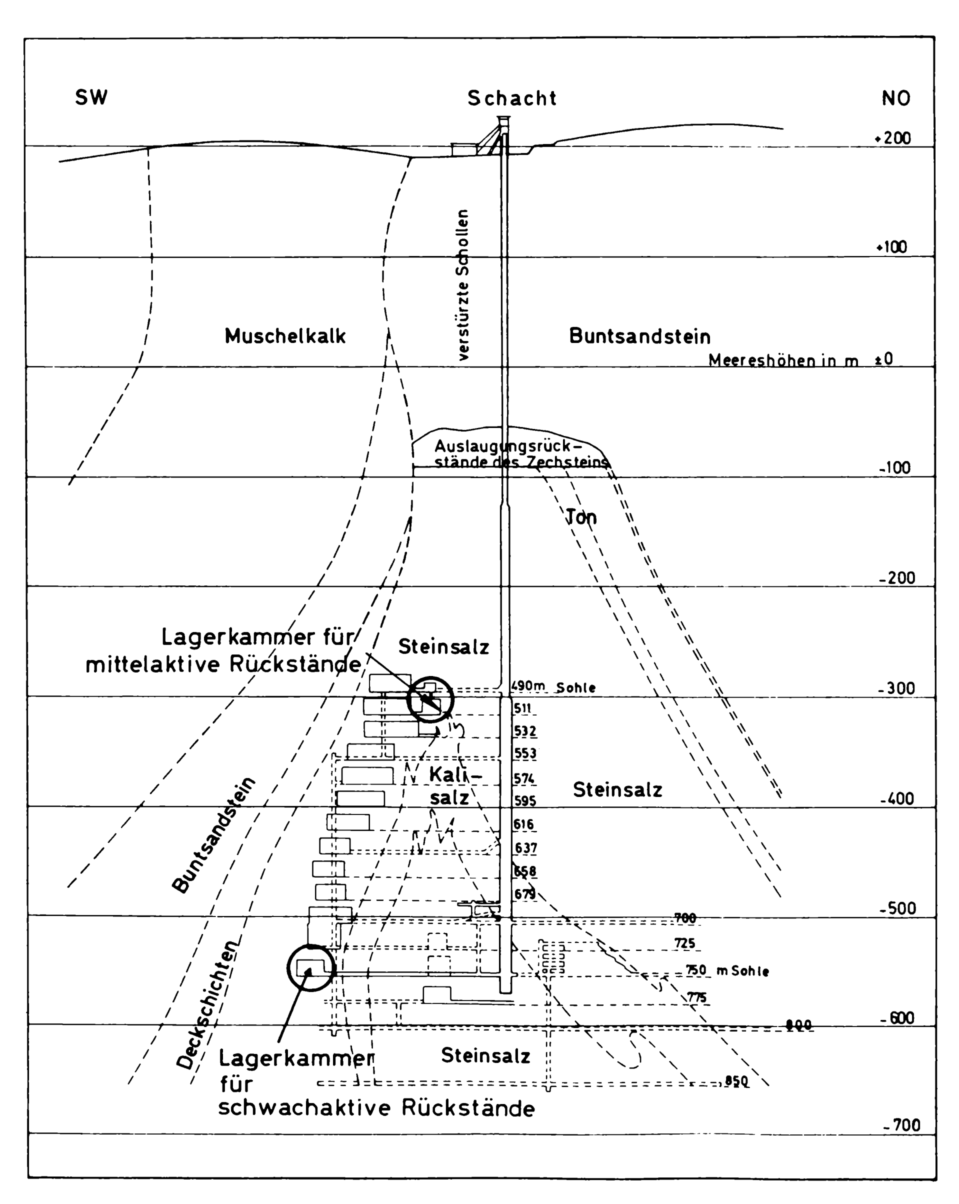


Abbildung 2 Schnitt durch den Asse-Sattel im Bereich des Schachtes II

Es soll hier nicht unerwähnt bleiben, daß bereits 1906 das 1,4 km westlich gelegene Kalibergwerk Asse I durch das unsachgemäße Anbohren von wasserführenden Deckgebirgsschichten aus einer Abbaukammer ersoff. Ebenfalls lief der rund 3 km ostwärts gelegene Schacht Asse III – ein Grubengebäude war hier nicht vorhanden – nach seiner Stillegung 1923 allmählich von oben her voll Wasser. Die Sicherheitspfeiler zwischen Asse II einer-

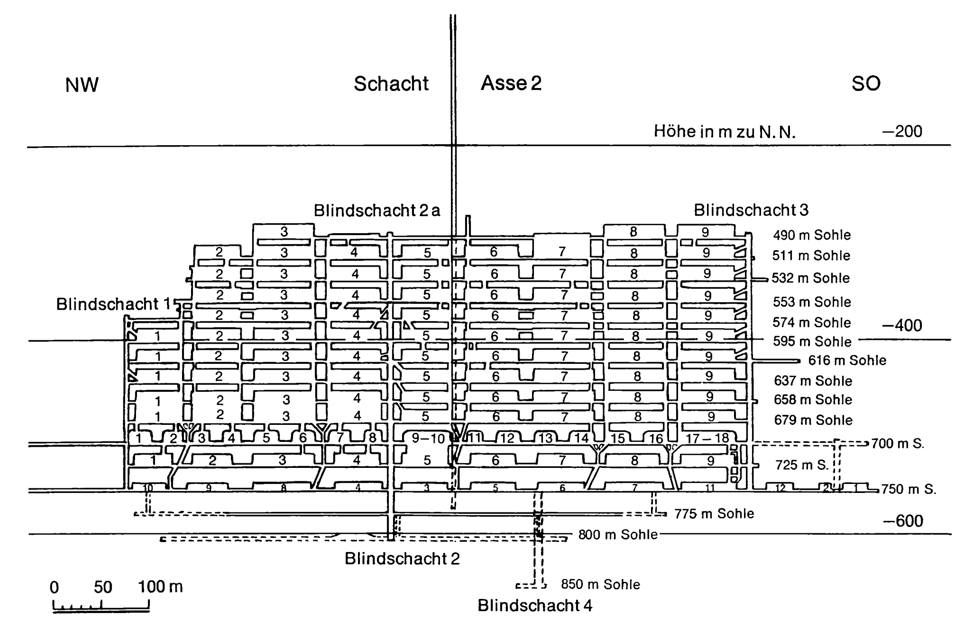


Abbildung 3 Längsschnitt durch das Grubengebäude Asse II

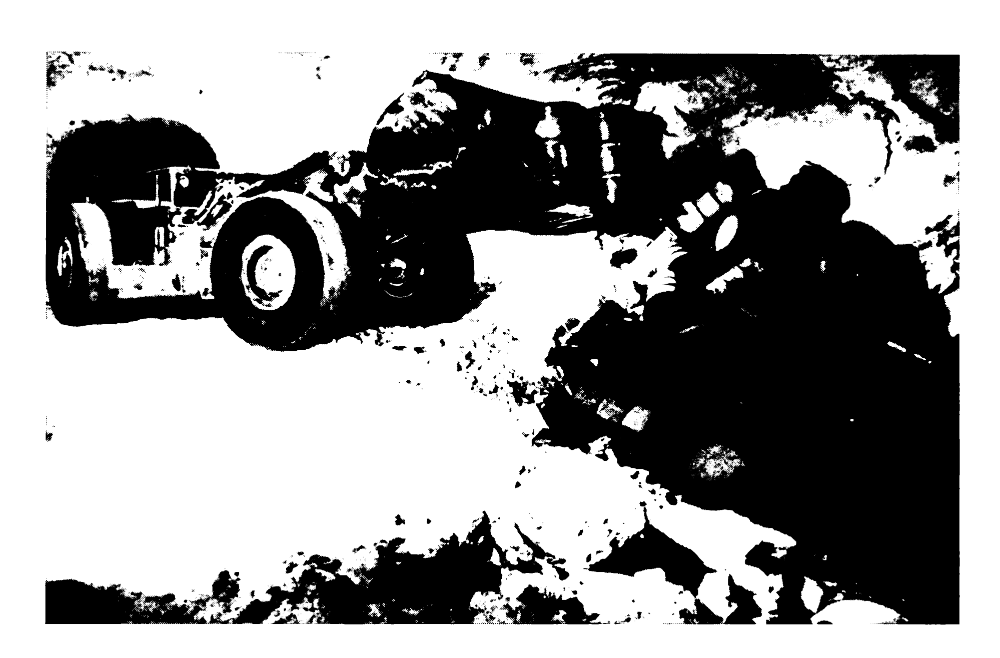


Abbildung 4 Einlagerung von schwachradioaktiven Abfallstoffen

seits und den beiden benachbarten Anlagen Asse I und Asse III andererseits sind jedoch so mächtig, daß nach eindeutiger Aussage von national und international anerkannten Fachgutachtern ein Ersaufen der Schachtanlage Asse II von dieser Seite her nach menschlichem Ermessen ausgeschlossen werden kann.

Unter Berücksichtigung dieser Gegebenheit sowie der Tatsachen, daß

- der Salzstock Asse relativ klein ist,
- der Zuschnitt des Grubengebäudes seinerzeit für den Zweck der Salzgewinnung konzipiert wurde,
- Carnallit abgebaut und auch durchörtert wurde (d. h. es wurden darin Strecken aufgefahren),

steht eindeutig fest, daß die Schachtanlage Asse II nur eine nationale Versuchslagerstätte sein kann und auch ist.

6.2.2. Bisher gesammelte Erfahrungen

6.2.2.1. Niedrigaktive Abfälle

Parallel mit umfangreichen Instandsetzungsarbeiten unter- und übertage wurden von April 1967 bis März 1974 in vier Einlagerungskammern auf der 750-m-Sohle mehr als 10 000 m³ niedrigradioaktiver Abfälle versuchsweise eingelagert.

Die Abfälle müssen in fester Form in 200-l-Fässern verpackt angeliefert werden. Flüssige Abfälle, wie z. B. Verdampferkonzentrate oder auch Fällschlämme, sind an Beton oder Bitumen zu fixieren.

Die während dieser Zeit erprobten drei Einlagerungstechniken,

- senkrechtes Übereinanderstellen der Fässer in Viererreihen mit entsprechenden Zwischengängen zu Kontrollzwecken,
- horizontales Stapeln der Fässer in sechs bis acht Lagen übereinander mit Gabelstaplern
- und schließlich horizontales Stapeln der Fässer in bis zu dreizehn Lagen übereinander unter Einsatz eines Spezialfahrzeuges mit Teleskoparm und schwenkbarem Faßgreifer,

hatten sich zwar bewährt, jedoch waren diese Verfahren im Hinblick auf den Zeitaufwand sowie die Strahlenbelastung des Einlagerungspersonals nicht als optimal anzusehen.

Deshalb wurde seit 1974 die Einlagerung der Fässer nach einer neuen Methode erfolgreich erprobt. Dabei erfolgt die Befüllung der Kammern nicht durch Stapeln von unten nach oben, sondern von oben nach unten durch Abkippen der Fässer aus einem Schaufelfahrlader über eine Salzböschung, wobei die Fässer in kurzen Zeitabständen mit losem Salz zugeschüttet werden (Abbildung 4).

Dieses „Einpökeln" der Abfallfässer bietet folgende Vorteile:

- Die Fässer werden nicht mehr einzeln gehandhabt, was zu einem höheren Durchsatz bei gleichzeitig kürzerem Aufenthalt des Personals in der Nähe der Fässer führt,
- die eingelagerten Fässer werden nach kurzer Zeit mit abschirmendem Salz abgedeckt,

- durch das Befüllen der Kammern von oben wird eine wesentlich bessere Raumausnutzung erreicht und außerdem ermöglicht, künftig auch die viel höheren Kammern der darüberliegenden Sohlen voll zu nutzen,
- auch im Hinblick auf die langfristige Sicherheit bedeutet diese Methode einen wesentlichen Vorteil, da im Falle eines Wassereinbruchs (GaU) zunächst das in großer Menge vorhandene lose Salz schnell gelöst und damit ein Abtragen von Salz aus den Pfeilern und Schweben des Grubengebäudes sowie infolge der schnellen Sättigung der Salzlösung ein Angriff der eingelagerten radioaktiven Abfälle sehr erschwert würden.

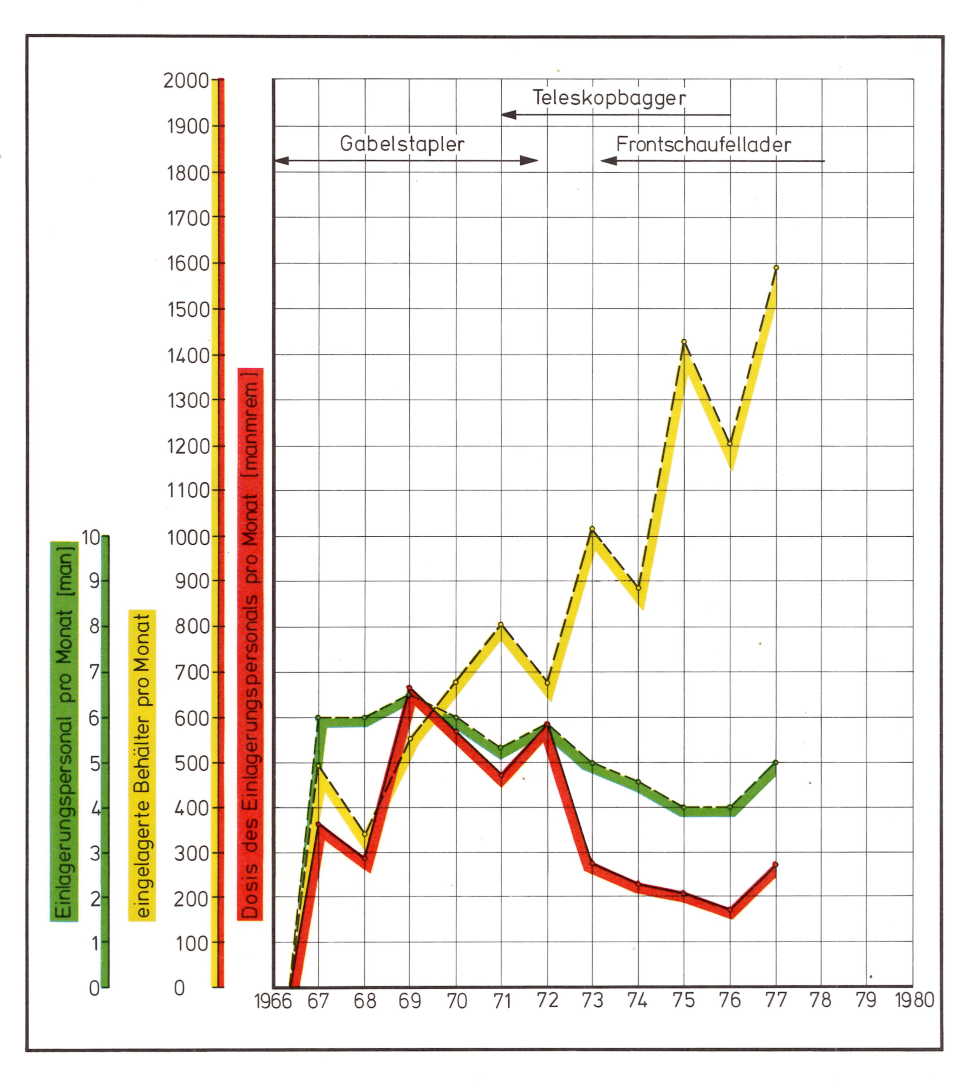


Abbildung 5 Eingelagerte Behälter und Strahlenbelastung des Personals von 1966 bis 1976

Bis Ende 1976 waren insgesamt rund 73000 Behälter mit schwachaktiven Abfällen in der Asse eingelagert. In den mehr als vier Jahren „Langzeiteinlagerung" wurden wiederum so viele Erfahrungen gesammelt, daß eine Überarbeitung der bisherigen Annahmebedingungen angebracht war.

Mit der Verlängerung der Betriebsgenehmigung ab 1. Januar 1976 traten die überarbeiteten „Bedingungen für die Lagerung von schwachradioaktiven Abfällen im Salzbergwerk Asse" in Kraft.

Im Hinblick auf die rationellere und gleichzeitig bezüglich des Strahlenschutzes des Betriebspersonals und der langfristigen Sicherheit des Endlagers vorteilhaftere Methode des „Einpökelns" der Abfallfässer wurden insbesondere die Anforderungen an das Abfallprodukt und den Faßdeckelverschluß verschärft.

Die Strahlenbelastung des Asse-Personals konnte durch die Weiterentwicklung der Einlagerungstechnik trotz der schnell angewachsenen Abfallmengen und der gleichzeitig angestiegenen Aktivitätsgehalte je Behälter stets weit unterhalb der zulässigen Dosen für beruflich Strahlenexponierte gehalten werden (Abbildung 5). Sie liegt heute im Durchschnitt knapp oberhalb der Dosimeternachweisgrenze von 40 mrem pro Monat.

Mit der Inbetriebnahme der Wiederaufarbeitungsanlage in Karlsruhe (WAK) fielen in zunehmendem Umfang schwachaktive Abfälle an, die doch schon zu so hohen Dosisleistungen an der Faßoberfläche führten, daß diese Fässer in einen Betonbehälter eingesetzt werden mußten. Seit 1973 werden auch derartige „verlorene Betonabschirmungen" mit Einsatzbehältern eingelagert.

Trotz der erschwerten Handhabung erwiesen sich diese Betonbehälter als vorteilhaft bezüglich der Strahlenexposition des Einlagerungspersonals.

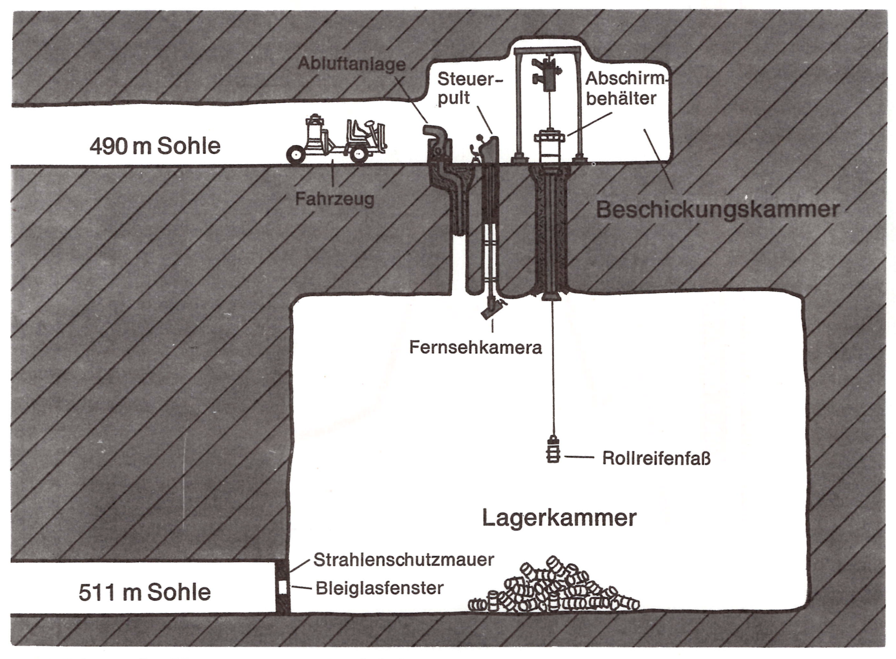


Abbildung 6 Einlagerung mittelaktiver Abfälle

6.2.2.2. Mittelaktive Abfälle

In Beton oder Bitumen fixierte Konzentrate, kontaminierte und/oder aktivierte Metallteile (z. B. Brennstabhüllrohrstücke) und sonstige feste radioaktive Abfälle erreichen Aktivitäten bis zu 10^4 Ci pro 200-l-Faß bzw. Dosisleistungen bis zu 10^5 R/h an der Faßoberfläche. Um derartige Abfallfässer handhaben zu können, ist eine zusätzliche Abschirmung notwendig; eine Einlagerung in begehbaren Kammern, wie im Falle der schwachaktiven Abfälle, ist nicht möglich.

Es wurde deshalb eine spezielle Methode zur Einlagerung mittelaktiver Abfälle entwickelt:

- Die Fässer werden in Abschirmbehältern bis nach untertage transportiert; je nach erforderlicher Abschirmung kommen dabei zwei verschiedene Einzelbehältertypen oder auch ein Sammelbehälter für sieben Fässer zum Einsatz. Da der Sammelbehälter bis zu 35 t wiegt, erfolgt für den Transport der Fässer nach untertage das Umladen derselben in Einzelabschirmbehälter.
- Im Füllort der 490-m-Sohle hebt ein Entlade- und Beschickkran den Abschirmbehälter vom Korb der Förderanlage ab und setzt ihn auf ein Spezialtransportfahrzeug. Letzteres befördert den Einzelabschirmbehälter zur Beschickkammer. In dieser Beschickkammer wird mittels eines 10-t-Krans der Abschirmbehälter vom Fahrzeug auf dem Strahlenschutzschieber des Transportbohrloches abgesetzt. Nach dem Öffnen der Strahlenschutzschieber des Bohrloches sowie des Abschirmbehälters erfolgt mittels eines 1-t-Krans das Ablassen des 200-l-Abfallfasses aus dem Abschirmbehälter heraus durch das Transportbohrloch in die darunterliegende, hermetisch abgeschlossene Einlagerungskammer (Abbildung 6).

Die schweren Abschirmbehälter während der Manipulation und die 6 m dicke Salzschwebe sowie die allseitig mächtige Wandung der Einlagerungskammer bieten so ausreichenden Strahlenschutz, daß die Strahlenbelastung des Einlagerungspersonals bisher unter der Dosimeternachweisgrenze von 40 mrem/Monat blieb.

Die Einlagerung mittelaktiver Abfälle „im Einlagerungsverfahren in Kammern" erfolgte von September 1972 bis März 1977. Es wurden während dieser Versuchsphase rund 1300 Fässer mit mittelaktivem Abfall eingelagert. Obwohl die Einlagerungsgenehmigung nicht verlängert wurde, reichen die bisher gesammelten Erfahrungen für die bereits erfolgte erste standortunabhängige Planung eines Endlagerbergwerkes aus.

6.2.3. Absehbare Weiterentwicklung

Die Einlagerung schwachaktiver Abfälle erfolgte bis zum Auslaufen der Einlagerungsgenehmigung Ende 1978 im Langzeitbetrieb. Somit stehen der Planung und auch Erstellung eines großen Bergwerkes in einem „jungfräulichen" Salzstock für die Einlagerung großer Volumina an schwach- und mittelradioaktiven Abfällen aus der geplanten Wiederaufarbeitungsanlage des Entsorgungszentrums aufgrund der erprobten Einlagerungstechnologien auf der Pilotanlage Asse keine Hindernisse mehr im Weg. Zwecks Optimierung der Einlagerungsverfahren für schwach- und mittelaktive Abfälle sind jedoch noch weitere Forschungsarbeiten erforderlich. Wann diese Arbeiten erfolgen können, hängt nicht zuletzt von der Genehmigungssituation ab.

6.2.3.1. Forschungskaverne

Es erscheint jedoch sinnvoll, daß im Hinblick auf die größeren Mengen von mittelaktiven Abfällen im künftigen Entsorgungszentrum neue Einlagerungsmethoden entwickelt werden, die bei einem Höchstmaß an Sicherheit einen größeren Mengendurchsatz ermöglichen. Es ist deshalb vorgesehen, daß ab 1980 die Kavernentechnik zunächst in inaktiver Phase und später in aktiver Phase erprobt wird.

Auf der Schachtanlage Asse wurde eine ca. 10000 m³ große Versuchskaverne in rund 1000 m Tiefe bergmännisch hergestellt, die durch einen gesonderten, neu geschaffenen Schacht von der Erdoberfläche aus beschickt werden soll (Abbildung 7). Die Fässer werden aus dem Abschirmtransportbehälter am Schacht über eine Abschirmzelle entladen und anschließend ohne Abschirmung in die Kaverne gefördert.

Für den Fall, daß sich diese neue Einlagerungstechnik voll bewährt, könnten die auf der Pilotanlage Asse gesammelten Erfahrungen etwa ab Ende der achtziger Jahre in die Planung und den Bau einer Großkavernenanlage im Bereich des zu erstellenden Entsorgungszentrums eingebracht werden.

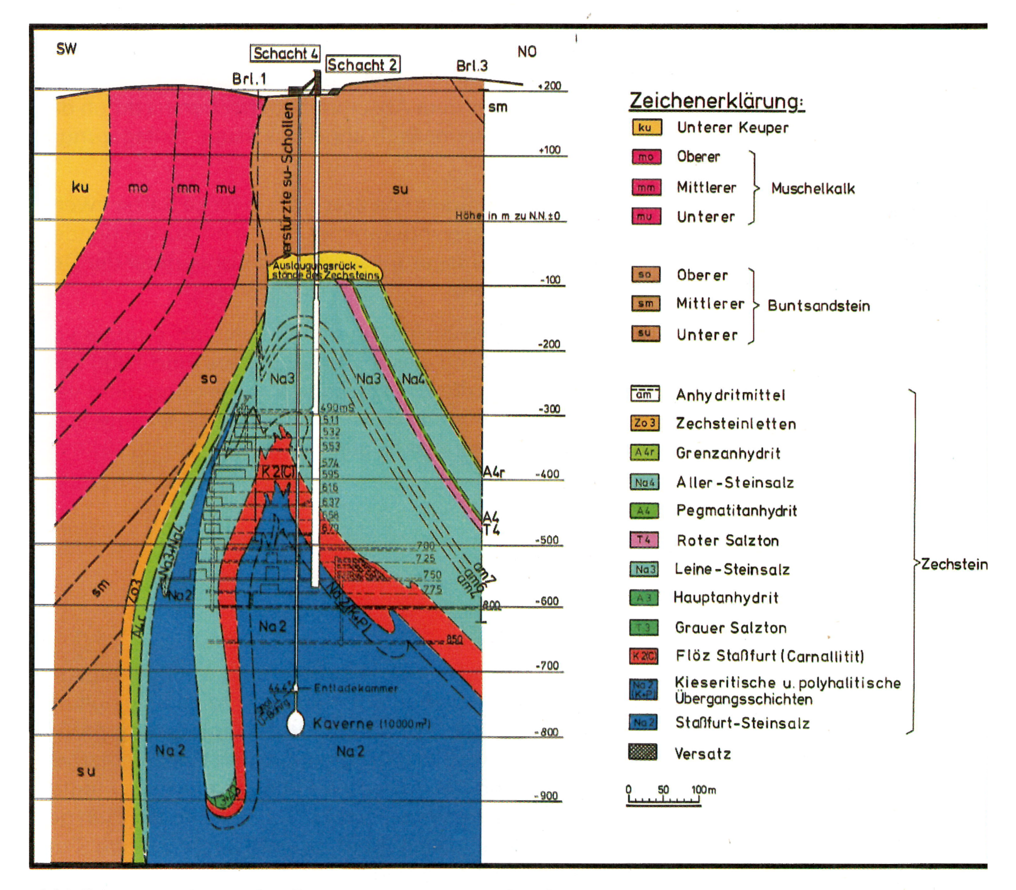


Abbildung 7 Lage der Forschungskaverne im Asse-Sattel

Die Planung sieht vor, zwei bis drei Kavernen in einer Größe von mindestens je 100 000 m³ auszusolen, wie dieses heute bereits für die Speicherung von Erdöl in küstennahen Salzstöcken erfolgt. Das Herstellen solcher Großkavernen im Steinsalz ist heute schon bergmännische Routine.

Wegen des großen Wasserbedarfs zum Solen einerseits sowie der sicheren Ableitung der Sole andererseits eignen sich nur entsprechend große Salzstöcke im Nahbereich vom Unterlauf großer Flüsse oder der Küste für die Anlage solcher Kavernen.

Der in der Wiederaufarbeitungsanlage anfallende flüssige mittel- und auch schwachradioaktive Abfall könnte mit Zement zu einem dünnflüssigen Brei vermischt und über eine Rohrleitung in den Kavernenhohlraum gepumpt werden. In der Kaverne bindet der Zement den Brei zu einem monolithischen Block ab, wodurch nahezu der alte Gebirgsverband wiederhergestellt wird.

6.2.3.2. Erprobung der Einlagerungstechnik in tiefen Bohrlöchern

Für mittelaktive Abfälle höherer Aktivität, jedoch noch ohne signifikante Wärmeentwicklung, ist die Einlagerungstechnik in tiefen Bohrlöchern zu erproben, weil hierdurch das Sicherheitsbarrierensystem erhöht wird. Für die Durchführung dieses für Gorleben relevanten Einlagerungsversuchs würden sich AVR-Brennelementkugeln gut eignen.

Während die oxidischen Graphitbrennelemente des AVR-Kernkraftwerkes in Jülich in der Versuchsanlage JUPITER der Kernforschungsanlage Jülich (KFA) aufgearbeitet werden sollen, ist geplant, die carbidischen Brennelemente dieses Reaktors, für die es keine Wiederaufarbeitungsanlage geben wird, in der Asse endgültig einzulagern. Es handelt sich hierbei um ein in der Menge begrenztes singuläres Forschungsprogramm.

Der Gesamtanfall an carbidischen Brennelementgraphitkugeln beträgt 100 000 Stück. Die Anlieferung dieses Abfalls in Stahlbehältern mit je 1000 Brennelementkugeln Inhalt, gesichert durch entsprechende Abschirmbehälter, könnte gegebenenfalls nach positivem Ausgang des für die Versuchsanlage Asse erforderlich gewordenen Planfeststellungsverfahrens erfolgen.

Für die sichere Einlagerung wurden im Älteren Steinsalz auf der 750-m-Sohle vier Bohrungen von 37 m Tiefe und 65 cm Durchmesser erstellt.

Der Transport der Einzelabschirmbehälter zum Einlagerungsort erfolgt auf die gleiche Weise wie derjenige der bereits eingelagerten mittelradioaktiven Abfälle. Nach dem Absetzen der Abschirmbehälter auf dem Strahlenschutzschieber wird der Stahlbehälter mittels einer Krananlage aus der Abschirmung in das Bohrloch abgesenkt.

Der leere Abschirmbehälter geht zur neuen Befüllung wieder nach übertage. Auf diese Weise werden 25 Behälter in eine Bohrung abgelassen. Der verbleibende obere Rest des Bohrloches von ca. 12 m wird mit Wechsellagen von Salz, Beton und Silikagel verfüllt.

Das Aktivitätsinventar eines Stahlbehälters mit 1000 Brennelementkugeln beträgt rund 22 000 Curie. Da keine nennenswerte Wärmeentwicklung auftritt – 70 Watt/Behälter –, sind sie in die Gruppe der mittelradioaktiven Abfälle einzuordnen. Dagegen enthalten diese unaufgearbeiteten Brennelemente noch in geringen Mengen die radioaktiven Gase Tritium und Krypton 85. Trotz dieser Gegebenheiten ist aus Gründen der Sicherheit eine Rückholung der Brennelementkugeln nicht erforderlich, weil für den GaU (Größter anzunehmender Unfall) folgende Sicherheitsbarrieren vorgeschaltet sind:

- Umhüllung der Kernbrennstoffteilchen mit Pyrokohlenstoffschichten,
- Einbettung des Kernbrennstoffes – 1 Gramm Uran, 5 Gramm Thorium je Brennelementkugel – in eine Graphitmatrix,
- der Kugelmantel besteht aus Graphit[1]),
- die Behälterkanne besteht aus Stahl, die Befüllöffnung ist hermetisch verschweißt,
- gasdichter Verschluß des Resthohlraumes einer jeden Bohrung,
- nach Beendigung der Einlagerung der 100 Behälter in vier Bohrlöchern Verfüllen der Lagerkammer mit Salzhaufwerk.

Wissenschaftliche und technische Untersuchungen haben den eindeutigen Nachweis erbracht, daß es selbst bei einem GaU – das wäre das Ersaufen der Grube – ausgeschlossen werden kann, daß Aktivitäten freigesetzt werden. Erst aufgrund dieser Gegebenheiten wurden von den Genehmigungsbehörden die entsprechenden Einlagerungsgenehmigungen erteilt.

Diesem singulären Forschungsvorhaben kommt insofern große Bedeutung zu, weil mit diesen mittelaktiven Abfällen die Transport- und Einlagerungstechnologie für die später vorgesehene Einlagerung von hochaktiven Glasprodukten erprobt werden soll und muß.

6.2.4. Spätere Einlagerung hochaktiver Abfälle

Die ebenfalls vorgesehene Versuchseinlagerung hochaktiver, Zerfallswärme entwickelnder Abfälle in der Asse befindet sich noch in der Vorbereitungsphase. Bei der rückholbaren Einlagerung derartiger Abfälle müssen sowohl die Strahlungs- als auch die Wärmeprobleme beherrscht werden. Gerade dem letztgenannten Problem kommt besondere Bedeutung zu, da die Glasprodukte bei der Anlieferung zur Pilotanlage noch eine Zerfallswärme von rund 2,0 kW pro Glasblock (ca. 1 m hoch, 0,3 m Durchmesser) entwickeln. Das entspricht einer Temperatur von maximal 350 °C im Inneren des Glases und an der Oberfläche des Glasblocks von ca. 200 °C. Die Aktivität pro Glasblock beträgt dann noch etwa 150000–200000 Curie.

Im Rahmen dieses Forschungs- und Entwicklungsprogrammes wurden bereits drei Temperaturmeßfelder im Jüngeren Steinsalz gefahren, das heißt, Temperaturversuche mit elektrisch beheizten, echte Hochaktivabfälle simulierenden Probekörpern, die in bis zu 50 m tiefen Bohrlöchern installiert wurden (Temperatureinfluß, aber keine Aktivität).

Dieses Versuchsprogramm ist von besonderer Bedeutung, da sich aus den Ergebnissen dieser Untersuchungen die zu wählende Lagergeometrie für die Einlagerung der Glasprodukte ergibt. Unter der Lagergeometrie sind die Anordnung der Bohrlöcher, deren Abstand voneinander sowie die Tiefe derselben zu verstehen (Abbildung 8). Auch ist wichtig zu wissen, welche Bewegungen (Konvergenzen) im Bohrloch selbst sowie auch im Abbausystem auftreten.

Die bisherigen Auswertungen von diesen drei gefahrenen Temperaturmeßfeldern im Jüngeren Steinsalz zeigen sowohl hinsichtlich der Gebirgsbewegungen wie auch der Wärmeabfuhr befriedigende Ergebnisse.

---

[1]) Graphit dient z. B. als Behältermaterial für den Transport von konzentrierten Säuren und Laugen. Er ist also resistent gegen gesättigte Steinsalz- oder auch Kalilaugen

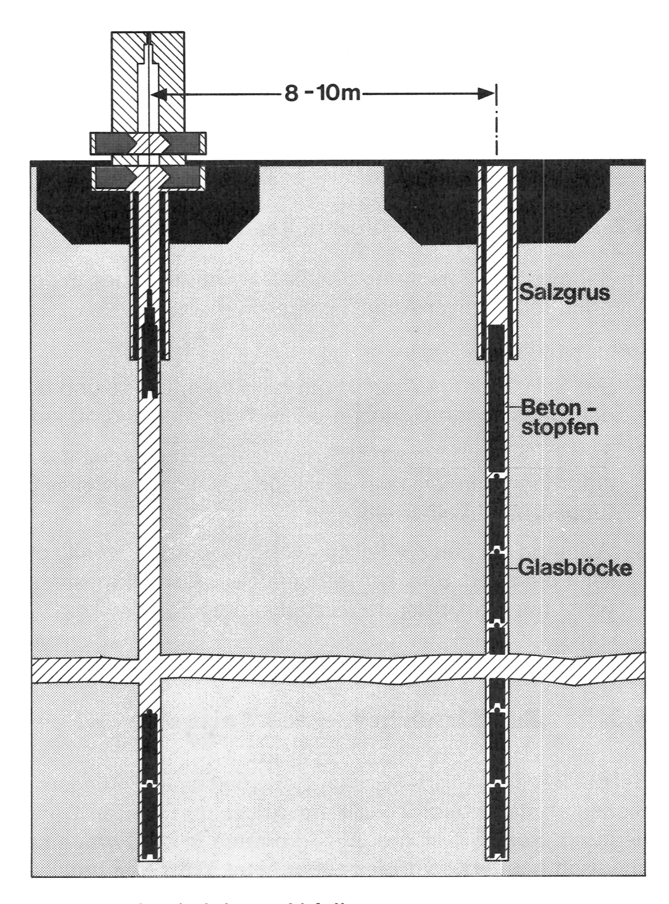


Abbildung 8 Geplante Einlagerung von hochaktivem Abfall

In den USA ist im Rahmen des „Project Salt Vault" nachgewiesen worden, daß mit der verfügbaren Technik Aktivitäten von Millionen Curie und mehr in einem untertägigen Lager gehandhabt werden können.

Es muß jedoch darauf hingewiesen werden, daß noch weitere Versuche zwecks Optimierung der einzelnen Parameter erforderlich sind, ehe eine versuchsweise Einlagerung von rückholbaren Glasblöcken erfolgen kann. Dafür steht genügend Zeit zur Verfügung, denn bisher gibt es repräsentative Abfälle noch gar nicht in ausreichender Menge für die Durchführung eines solchen Einlagerungsversuches.

Die bergtechnischen Arbeiten für die rückholbare Einlagerung hochradioaktiver, wärmeentwickelnder Abfälle in Form von keramischen Gläsern befinden sich noch in der Planungsphase, da solche Gläser frühestens Mitte der achtziger Jahre anfallen.

Die gelegentlich geäußerten Behauptungen, die sichere Endlagerung dieser Abfälle müsse über Hunderttausende von Jahren gewährleistet sein, ist allenfalls beschränkt richtig. In etwa 500 Jahren ist die Radioaktivität auf den zehntausendsten Teil abgeklungen; etwa von

dieser Zeit an dominieren die langlebigen Aktiniden. Nach 1000 Jahren ist die Radiotoxizität des Abfallagers im Salz vergleichbar mit der Radiotoxizität der ursprünglichen Uranerzmenge, aus der der Brennstoff hergestellt wurde, der schließlich zu diesem Abfall geführt hat.

6.2.5. Grenzen der Versuchsanlage Asse

Im Rahmen von Forschung und Entwicklung können in der Pilotanlage Asse nur begrenzte Mengen radioaktiver Abfälle eingelagert werden.

Die Gründe sind:

1. Der Salzstock der Asse ist mit rund 7 km Länge und 600 m Breite im Vergleich z. B. zu den Salzstöcken Gorleben oder Wahn mit rund 40 km^2 Grundfläche relativ klein.
2. Es handelt sich um ein stillgelegtes Salzbergwerk, das im Hinblick auf die Sicherheitsanforderungen, die man an ein großes, kommerzielles Endlager stellen muß, die Erwartungen nicht voll erfüllt.
3. Während der Zeit der Salzgewinnung wurde Carnallit gewonnen, und es wurden in dieser Formation Strecken aufgefahren. Carnallitgestein ist jedoch hygroskopisch und weist nur ein Drittel der Festigkeit von Steinsalz auf.

6.3. Zur Sicherheit eines Salzbergwerkes

Bei der Betrachtung der Gesamtsicherheit eines Endlagers im Salzgestein sind zunächst die Sicherheit des eigentlichen Bergwerkes und dessen Gefährdungsmöglichkeiten von Bedeutung. Solche Gefährdungen könnten in der Form eines Erdbebens, eines gebirgsmechanisch bedingten Störfalls oder eines Wassereinbruchs auftreten.

6.3.1. Erdbeben

Das Auftreten von Erdbeben hängt aufs engste mit geologischen Bewegungsvorgängen zusammen, wobei Erdbeben fast immer und hauptsächlich von den großen Bruchzonen der Erdrinde ausgehen. Der geologische Untergrund des Asse-Sattels ist dagegen tektonisch außerordentlich stabil. Er besteht aus Schichten des Erdaltertums, die durch ältere Gebirgsbildungen stark verfestigt und konsolidiert sind. Die Auffaltung der Asse-Struktur hat sich vor rund 110 Mio. Jahren ereignet. In der jüngsten geologischen Formation, dem Quartär, dessen Dauer von ca. 600000 Jahren durch radioaktive Altersbestimmungen ziemlich genau bekannt ist, dürfte sich kein nennenswertes Erdbeben in der Norddeutschen Tiefebene, also auch nicht im Bereich der Asse sowie des Salzstockes Gorleben, ereignet haben.

Deshalb sind diese Gebiete auch in der „Karte der deutschen Erdbebengebiete" in DIN 4149 nicht als solche ausgewiesen. Die Erdbebengebiete in dieser Karte sind ermittelt worden, indem alle geschichtlich bekanntgewordenen Erdbeben im Hinblick auf ihre Auswirkungen ausgewertet worden sind. Dabei ist ebenfalls berücksichtigt worden, welche Erdbeben aufgrund der geologischen Strukturen theoretisch möglich sind, auch wenn sie bisher nicht beobachtet werden konnten.

Aus dem geologischen Bau dieser Salzstöcke, ihrer Umgebung und ihres Untergrundes kann mit an Sicherheit grenzender Wahrscheinlichkeit geschlossen werden, daß für eine Zeit von einigen Hunderttausend Jahren nicht mit einem Erdbeben zu rechnen ist, welches die Sicherheit eines Endlagers gefährden könnte.

6.3.2. Gebirgsmechanisch bedingter Störfall

Ein gebirgsmechanisch bedingter Störfall könnte dann auftreten, wenn ein tragendes Element im Bergwerk, eine sogenannte Bergfeste, dem auf ihm lastenden Gebirgsdruck nicht mehr standhielte. Dies könnte dann ein teilweises oder völliges Zusammenbrechen von Abbaukammern oder im Extremfall des gesamten Grubengebäudes zur Folge haben. Im Salzbergbau könnte ein solcher gebirgsmechanisch bedingter Störfall eventuell eine hydrologische Gefährdung der Grubenbaue durch Wasserzuflüsse aus wasserführenden Deckgebirgsschichten zur Folge haben, und dies könnte im ungünstigsten Fall zum Ersaufen des Bergwerks führen.

Das Salzbergwerk Asse besteht hauptsächlich aus den neben- und übereinander angeordneten Abbaukammern im Jüngeren Steinsalz Na 3. Zwischen diesen Kammern befinden sich in horizontaler Richtung die Pfeiler und in vertikaler Richtung die Schweben als Bergfesten. Festigkeit, Verformungsverhalten und Tragfähigkeit dieser tragenden Elemente bestimmen im wesentlichen die Standsicherheit des Grubengebäudes als Ganzem.

In einem umfangreichen gebirgsmechanischen Untersuchungsprogramm ist und wird daher diese Standsicherheit bestimmt und laufend überwacht. Dazu werden sowohl Labor- als auch in-situ-Untersuchungen durchgeführt.

In einem Grubengebäude treten, wenn auch nur in sehr kleinen Absolutbeträgen, immer Bewegungen auf. An allen interessierenden Stellen des Grubengebäudes Asse sind deshalb Meßstellen eingerichtet, an denen mit unterschiedlichen Meßverfahren die dort auftretenden Bewegungen registriert werden.

Als Zusammenfassung der bisherigen Ergebnisse der gebirgsmechanischen Laboruntersuchungen und der Maßnahmen zur Überwachung der Grube sowie unter Berücksichtigung des Alters und Zustandes der Abbaukammern, der über das Salzbergwerk Asse vorliegenden Gutachten, der Auswertung von Erfahrungen aus anderen Kali- und Steinsalzbergwerken und der darüber vorliegenden Literatur kann die Wahrscheinlichkeit eines gebirgsmechanisch bedingten Störfalls für das Grubengebäude des Salzbergwerkes Asse wie folgt beurteilt werden:

1. Eine unmittelbare Gefahr für das Grubengebäude durch einen gebirgsmechanisch bedingten Störfall besteht nicht.
2. In diesem Jahrhundert haben sich im deutschen Salzbergbau (einschließlich der DDR nach 1949) insgesamt neun gebirgsmechanisch bedingte Störfälle ereignet. Grundsätzlich war dabei das Auftreten von Gebirgsschlägen und Firstenzusammenbrüchen mit dem Abbau von Kalisalzen in oder nahe den von den Katastrophen betroffenen Feldesteilen verbunden. Auf der Schachtanlage Asse II ruht jedoch seit 1964 jeglicher Abbau, der Abbau von Kalisalz sogar schon seit 1923. Mit einem Gebirgsschlag ist somit nicht zu rechnen.
3. Der Bruch eines Normalpfeilers kann mit sehr hoher Wahrscheinlichkeit ausgeschlossen werden.

4. Das langzeitige Zusammendrücken einzelner Abbaukammern durch allseitige Konvergenz ist zwar nicht auszuschließen. Dieser Vorgang stellt aber wegen seiner örtlichen Begrenzung und der dabei auftretenden bruchlosen Verformung des Salzgesteins keine hydrologische Gefährdung dar. Das Zusammenbrechen eines größeren Feldesteiles, also mehrerer über- und nebeneinander liegender Abbaukammern, ist dagegen in hohem Maß unwahrscheinlich.

Da die Schächte Asse II und IV keine Wasser- bzw. Laugenzuflüsse aufweisen und über einen sehr sicheren Stahlbeton-Verbundausbau verfügen, kann auch von dieser Seite her ein Wassereinbruch mit an Sicherheit grenzender Wahrscheinlichkeit ausgeschlossen werden.

6.3.3. Größter anzunehmender Unfall (GaU)

Trotzdem sollen hier rein theoretisch die Folgen betrachtet werden, die ein durch einen gebirgsmechanisch bedingten Störfall verursachter Wassereinbruch in das Grubengebäude haben würde.

Aus dem Betrieb von Aussolanlagen sowie aus Beispielen vollgelaufener Salzbergwerke ist bekannt, daß das zufließende Süßwasser so lange Salz auflöst, bis es daran gesättigt ist und danach jegliche weitere Lösefähigkeit verliert. Ähnlich wäre es auch bei einem Wassereinbruch in das Salzbergwerk Asse. Das Wasser würde zu den tiefsten Stellen des Grubengebäudes laufen und sich auf dem Weg dorthin aufkonzentrieren und an Salz sättigen. Unterstützt würde dieser Vorgang weiterhin durch den Dichteunterschied zwischen Süßwasser und Salzlösung, wobei die dichtere Salzlösung nach unten absinken würde.

Wichtig für die Betrachtung dieses theoretischen Falles ist die zufließende Wassermenge. Um diese abzuschätzen, kann man sämtliche einzelnen Wasserzuflüsse addieren, die bei den Abteufarbeiten im Schacht Asse II in den Jahren 1906 bis 1908 in allen Deckgebirgsschichten von der Tagesoberfläche bis zum Salzspiegel angetroffen und nacheinander abgedichtet wurden und die sich in ihren Schüttungsmengen gegenseitig beeinflußten. Man kommt so rein rechnerisch zu einem Gesamtzufluß von 4360 m^3 pro Tag, der mit Sicherheit zu hoch veranschlagt ist. Diese ehemaligen Zuflüsse sind jedoch durch den Schachtausbau vollkommen abgedichtet.

Berechnungen mit einem hypothetischen Zufluß von 5000 m^3 pro Tag haben gezeigt, daß die Lösung in jedem Niveau des Grubengebäudes Sättigungskonzentration erreicht haben würde, lange bevor der von unten aufsteigende Flüssigkeitsspiegel zur nächsthöheren Sohle gelangt. Bei dem großen Volumen des Grubengebäudes würde es 3,3 Monate dauern, bis mit dem oben genannten Zufluß von 5000 m^3 pro Tag die 750-m-Sohle überflutet wäre. Das gesamte Grubengebäude wäre sogar erst nach knapp 28 Monaten, also nach über zwei Jahren, vollgelaufen. In einer Normalkammer wäre der Sättigungsgrad jedoch bereits nach sechs Tagen auf einen Wert von über 90% angestiegen, was der Salzlösung ihr Lösungsvermögen im wesentlichen nehmen würde. Die Beeinträchtigung der Standfestigkeit des Grubengebäudes durch diesen hypothetischen Wassereinbruch wäre somit minimal.

Selbst wenn ein Salzpfeiler zwischen zwei Kammern durch die Auflösungsvorgänge von beiden Seiten her so lange angegriffen werden würde, bis der Zufluß Sättigungskonzentration erreicht hätte, so würde die Pfeilertragfähigkeit nur um maximal 15% herabgesetzt, was die Standsicherheit nur unwesentlich beeinflussen würde. Dieser Effekt würde durch den

hydrostatischen Gegendruck der Salzlösung in der Kammer zu einem Teil sogar wieder ausgeglichen. Das Grubengebäude als Ganzes würde also selbst bei einem Wassereinbruch seine Standfestigkeit nicht verlieren.

Der Wassereinbruch ist für das Salzbergwerk Asse als Störfall maximal denkbaren Ausmaßes definiert worden. Wie in den obigen Ausführungen dargelegt wird, könnte eine großräumige Zirkulation der Salzlösung nicht auftreten. Durch das Verschließen der Lagerkammern wird der Kontakt der eingelagerten Abfälle mit der Salzlösung erschwert. Wenn es trotzdem zu einem solchen Kontakt käme, würden wegen der Verfestigung der Abfälle Radionuklide nur langsam ausgelaugt werden. Freigesetzte Radionuklide könnten sich nur durch eine langsame Diffusion in einer mit Steinsalz gesättigten Lösung bewegen. Dabei würden die Radionuklide durch diese Diffusionsvorgänge in einem Zeitraum von ca. 10000 Jahren eine Distanz von einigen hundert Metern zurücklegen. Eine Gefährdung des Grundwassers und damit des Biozyklus durch die eingelagerten Abfälle ist somit selbst beim Eintreten des größten anzunehmenden Störfalles ausgeschlossen.

6.3.4. Gorleben

Der Salzstock Gorleben ist noch „jungfräulich". Sollten die geowissenschaftlichen Untersuchungen ergeben, daß er für die Erstellung eines kommerziellen Endlagers geeignet ist, so können bereits bei der Planung alle erforderlichen Sicherheiten, wie z. B. Mächtigkeit der Sicherheitspfeiler zum Deckgebirge, zu den Flanken des Salzstockes innerhalb des neu zu erstellenden Grubengebäudes selbst sowie auch zu einem möglicherweise vorhandenen Carnallitlager so stark gestaltet werden, daß das Ersaufen einer solchen Anlage auch langfristig gesehen als noch viel unwahrscheinlicher angesehen werden kann als dasjenige der Versuchsanlage Asse. Der Ausarbeitung und Einhaltung eines den Anforderungen entsprechenden Sicherheitskonzeptes sind bei der Größe des Salzstockes wesentlich größere Möglichkeiten gegeben.

6.3.5. Stillegungskonzept

An einem Stillegungskonzept, das allen Sicherheitsanforderungen gerecht wird, wird zur Zeit noch gearbeitet. Aufgrund der bisher gewonnenen Erkenntnisse ist folgendes vorgesehen:

- Verfüllung der Lagerbohrungen, Lagerkammern und Zufahrtsstrecken mit einem geeigneten Verfüllmaterial, wie z. B. Salz, Beton, Salzbeton oder Bitumen.
- Verfüllung der Schächte mit geeigneten Festmaterialien, wie Sande, Kiese oder Basaltgestein.
- Verschluß der Schächte im unteren und oberen Bereich mit starken Stahlbetonfundamenten.

Ob und in welchem Umfang dann noch eine Überwachung des stillgelegten Endlagers aus Sicherheitsgründen erforderlich ist, wird zur Zeit noch geprüft.

6.4. Zusammenfassung

Man darf von der Überzeugung ausgehen, daß zum Zeitpunkt der Erstellung des Endlagers im Entsorgungszentrum für die Einlagerung hochradioaktiver Abfälle zuverlässige und akzeptable Lösungen verfügbar sind. Für die Einlagerung schwach- und mittelradioaktiver Abfälle stehen heute schon sichere und zuverlässige Technologien zur Verfügung. Wie bei jeder jungen Technologie – so auch bei der Kerntechnik und insbesondere am letzten Glied des Kernbrennstoffkreislaufs – wird die Entwicklung mit Nachdruck weiter vorangetrieben, um die Lösungen noch zu verbessern und zu optimieren, insbesondere im Hinblick auf die Sicherheit.

Literatur

Albrecht, E.: Disposal of radioactive wastes by storage in a salt mine in the Federal Republic of Germany. IAEA/NEA-Symposium on "Management of low- and intermediate-level radioactive wastes"; Aix-en-Provence 1970 – IAEA-STI Pub. 264, p. 753

Krause, H., Randl, R.: Treatment and final disposal of radioactive wastes from fuel reprocessing in the Federal Republic of Germany – a survey on policy and R&D work. IAEA/NEA-Symposium on "Management of radioactive wastes from fuel reprocessing"; Paris 1972 – NEA 1973, p. 199

Kühn, K.: Asse salt mine, Federal Republic of Germany – operating facility for underground disposal of radioactive wastes. 2nd International Symposium on "Underground waste management and artificial recharge"; New Orleans 1973 – reprint Vol. 2, p. 741

Breest, H. Ch.: Radiological safety aspects of nuclear waste management. IAEA-regional seminar on "Radiological safety aspects of nuclear industry"; Rome 1975 – to be published by IAEA

Hamstra, J.: Radiotoxic hazard measure for buried solid radioactive waste. Nuclear Safety, 16 (1975), S. 180–189

Haug, H. D.: Anfall, Beseitigung und relative Toxizität langlebiger Spaltprodukte und Aktiniden in den radioaktiven Abfällen der Kernbrennstoffzyklen. GfK Karlsruhe 1975, KFK 2022

Albrecht, E.: Erfahrungen und Probleme beim Abteufen eines Bohrschachtes auf die Salzlagerstätte der Schachtanlage Asse. Kali und Steinsalz, Heft 1/76. Verlag Glückauf, Essen

Kühn, K., Hamstra, J.: Geologic Isolation of Radioactive Wastes in the Federal Republic of Germany and the Respective Program of the Netherlands. Management of Wastes from the LWR Fuel Cycle – Denver, Colorado – July 1976

Bradshaw, R. L., Mc Clain, W. C.: Project Salt Vault: "A Demonstration of the Disposal of High-Activity Solidified Wastes in Underground Salt Mines". ORNL-4555

Kühn, K.: Zur Endlagerung radioaktiver Abfälle. Stand, Ziele und Alternativen. Atomwirtschaft, Jahrgang XXI, Nr. 7, 1976

Albrecht, E., Breest, H. Ch.: The Development of Radioactive Wastes, Disposal-Techniques and the Radiation-Exposure of the Personnel at Asse Pilot Plant. Waste Management 1976 – Tucson, Arizona 1976

7. Der Hochtemperaturreaktor

H. Barnert, R. Schulten
Institut für Reaktorentwicklung

E. Münch
Programmgruppe Kernenergie und Umwelt
der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

7.1. Einleitung

Der Hochtemperaturreaktor (HTR) ist – wie der Schnelle Brutreaktor – im Vergleich zum Leichtwasserreaktor ein fortgeschrittenes Reaktorsystem. Die Entwicklung der fortgeschrittenen Reaktorsysteme erfolgt aus Aspekten der Vorsorge in der Energiepolitik.

Die Entwicklung des HTR verspricht eine Reihe von Technologien verfügbar zu machen, die in verschiedenen Bereichen der Energieversorgung eingesetzt werden können. Neben dem Einsatz des HTR zur Stromerzeugung zielt die Nutzung der HTR-Wärme auf die Herstellung neuer Energieträger, die der Substitution von Erdöl und Erdgas dienen können. Von besonderer Bedeutung ist dabei, daß die heimischen Kohlevorräte durch Kohleveredlungsverfahren zur Deckung des Bedarfs an umweltschonenden und anwendungsfreundlichen Energieträgern herangezogen werden können [1].

Besondere Merkmale der Nutzung der Kernenergie im HTR sind der sparsame Uranverbrauch, die geringe Belastung der Umwelt durch Abwärme, eine erhöhte Flexibilität im Hinblick auf den Standort und das Potential zur Fernwärmenutzung.

Insbesondere in der Vielseitigkeit seiner Einsatzmöglichkeiten werden in einer Zeit auslaufender Ölvorräte die volkswirtschaftlichen Vorteile des HTR für die zukünftige Energiewirtschaft und die Sicherung der Energieversorgung in der Bundesrepublik Deutschland gesehen.

7.2. Funktionsweise des Hochtemperaturreaktors

7.2.1. Physikalische Prinzipien und Konstruktionsmerkmale

Im HTR wird, wie im Leichtwasserreaktor und im Schnellen Brutreaktor, die Energie durch Spaltung von schweren Atomkernen mit Hilfe von Neutronen freigesetzt. Die Neutronen werden durch die Kernspaltung selbst erzeugt. Der primäre Kernspaltstoff ist das Uranisotop Uran-235, das in dem in der Natur vorkommenden Uran zu 0,7% enthalten ist. Daneben tragen zur Energieerzeugung erbrütete Spaltstoffe bei, die aus Brutstoffen mit Hilfe von Überschußneutronen erbrütet werden.

Beim HTR ist aus neutronenphysikalischen Gründen der Einsatz des Brutstoffs Thorium vorteilhaft, während bei anderen Reaktoren dafür vornehmlich das Uranisotop Uran-238 eingesetzt wird. Aus dem Thorium-Isotop Thorium-232 entsteht schließlich das spaltbare Uran-Isotop Uran-233.

Der HTR ist ein gasgekühlter, Graphit-moderierter, thermischer Reaktor, d. h., die bei der Kernspaltung freiwerdenden Neutronen werden durch den Moderator Graphit abgebremst, bis sie thermische Energien haben. Die durch die Kernspaltung freiwerdende Energie wird durch das gasförmige Kühlmedium Helium abgeführt. Der Reaktor trägt das Attribut „Hochtemperatur", weil er Wärmeenergie mit einer im Vergleich zu anderen Reaktoren hohen Nutzungstemperatur im Bereich von 300–950 °C produziert.

Das HTR-Core, das ist der Bereich der nuklearen Energiefreisetzung, besteht aus einer losen Schüttung, einer großen Anzahl von kugelförmigen Brennelementen (daher auch der Name „Kugelhaufen"-Reaktor), die von Coreeinbauten gehalten und geführt wird [2]. Das Konstruktionsmaterial im Corebereich ist Graphit. Graphit ist ein guter Wärmeleiter, es hat eine hohe Druckfestigkeit und ist bis zu sehr hohen Temperaturen ohne Strukturveränderung von fester Konsistenz. Formänderungen, wie sie durch die Neutronenbestrahlung eintreten, stellen kein Problem dar. Ein wesentlicher Vorteil dieses Brennelement-Konzepts besteht darin, daß die Beladung mit frischen Brennelementen und die Entladung abgebrannter Brennelemente kontinuierlich, d. h. ohne Unterbrechung des Betriebes des Kernkraftwerks, erfolgt.

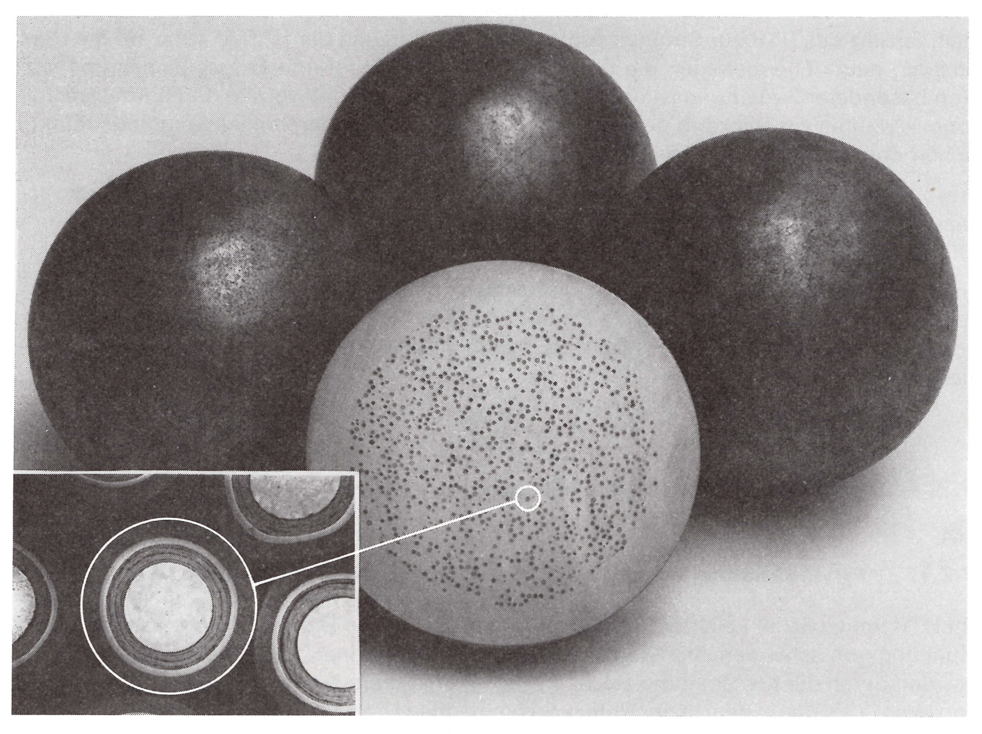


Abbildung 1 Kugelbrennelemente und darin enthaltene "Coated Particles" für den Hochtemperaturreaktor

Das kugelförmige Brennelement hat einen Durchmesser von 6 cm (etwa wie ein Tennisball) und enthält im inneren Teil in einer festen Matrix aus Graphit eine große Anzahl beschichteter Partikel (Abbildung 1). (Neben dem kugelförmigen Brennelement ist auch ein blockförmiges Brennelement entwickelt worden.) Die beschichteten Partikel (sogenannte coated particles) mit einem Außendurchmesser von etwa 0,5 mm enthalten im Kern den nuklearen Brennstoff in der Form von z. B. Uran-Thorium-Oxid. Die Beschichtungen umschließen diesen Misch-Oxid-Kern dicht und druckfest, sie stellen die wichtigste Barriere gegen das Entweichen von Spaltprodukten dar. Die bisher mit diesen kugelförmigen Brennelementen im Betrieb des Versuchskernkraftwerks AVR (Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor) in Jülich gewonnenen Erfahrungen sind sehr gut.

Zur Kühlung des Cores des HTR wird das gasförmige Kühlmittel Helium verwendet. Helium wird durch Neutronen nicht aktiviert, es ist chemisch inert und hat eine gute Wärmeleitfähigkeit. Es wird bei einem Druck von ca. 40 bar eingesetzt, was die Anwendung von Druckbehältern erfordert. Das gasförmige Kühlmittel Helium strömt durch die Zwischenräume zwischen den kugelförmigen Brennelementen der Kugelhaufenschüttung, erwärmt sich dabei, und transportiert auf diese Weise die Wärmeenergie mit einer Temperatur bis zu 950 °C zu wärmeverbrauchenden Apparaten innerhalb des nuklearen Systems, mit denen die Energie weiter umgewandelt wird.

Charakteristisch für den Bau von Hochtemperaturreaktoren des derzeitigen Standes der Technik ist die Verwendung von vorgespannten Behältern aus Beton. Der Stand der Technik auf der Basis der bisherigen HTR-Entwicklung ist in [3] zusammengefaßt beschrieben.

7.2.2. Der Brennstoffkreislauf des Hochtemperaturreaktors

Der HTR zeichnet sich durch eine große Flexibilität bezüglich des Brennstoffkreislaufs aus. Er kann sowohl mit dem Uran/Plutonium-Brennstoffkreislauf wie auch mit dem Thorium/Uran-Brennstoffkreislauf mit unterschiedlicher Urananreicherung betrieben werden. Die Vorteile des Thorium/Uran-Brennstoffkreislaufs werden durch den HTR in besonders guter Weise verwirklicht und lassen sich folgendermaßen charakterisieren:

- Der Einsatz von Thorium als Brutstoff verbreitert die Basis der nuklearen Primärenergie.
- Der Brennstoffkreislauf des HTR kann im Vergleich zum Leichtwasserreaktor „Uran-sparend“ gestaltet werden. Eine erhebliche Schonung der Uranreserven ist dadurch möglich, daß der HTR mit erbrütetem und rezykliertem Uran-233 als Hochkonverter betrieben wird.
- Normalerweise wird der HTR mit Brennstoff beladen, der hochangereichertes Uran und Thorium enthält. Es besteht jedoch die Möglichkeit der Realisierung eines Brennstoffkreislaufs mit erhöhter Sicherheit gegen Verbreitung waffenträchtigen Materials [4].

Diesen Vorteilen steht als Nachteil gegenüber, daß zur Realisierung des Thorium/Uran-Brennstoffkreislaufs die Einführung eines neuartigen Prozesses für die Wiederaufarbeitung notwendig ist.

Die Möglichkeit, den Brennstoffkreislauf des HTR „Uran-sparend“ zu gestalten, wird durch den Vergleich mit anderen Reaktorsystemen im folgenden anhand von Abbildung 2 [5] näher erläutert. Als Vergleichsparameter dient der kumulierte Uranerzbedarf in Millionen Tonnen Uranerz (U_3O_8) der verschiedenen Reaktorsysteme im geschlossenen (d. h. mit Wiederaufarbeitung betriebenen) Brennstoffkreislauf für eine angenommene Entwicklung des Bedarfs an elektrischer Energie aus Kernkraftwerken (installierte Kernkraftwerke) in der Welt

in Abhängigkeit von der Zeit. In der angenommenen Bedarfsentwicklung, oberer Teil von Abbildung 2, wird davon ausgegangen, daß schließlich im nächsten Jahrhundert eine elektrische Leistung von 5000-Giga-Watt aus Kernkraftwerken installiert ist. In dem Vergleich ist berücksichtigt, daß zunächst Leichtwasserreaktoren (LWR) errichtet worden sind bzw. errichtet werden.

Aus Abbildung 2, unterer Teil, lassen sich folgende Aussagen entnehmen:

1. Müßte der Bedarf ausschließlich durch Leichtwasserreaktoren (LWR) mit Rückführung von Uran und Plutonium gedeckt werden, so würden wegen des relativ hohen spezifischen Uranerzbedarfs des LWR die Uranreserven relativ schnell aufgebraucht. Deswegen ist die Einführung fortgeschrittener Reaktorsysteme erforderlich.
2. Eine weit bessere Nutzung des LWR-Plutoniums ist im Schnellen Brutreaktor (SBR) möglich. Damit wird im System LWR/SBR das Uran besser genutzt und der Zustand der Selbstversorgung erreicht.
3. Das System LWR/HTR (LWR im Vorlauf, HTR mit einem Konversionsfaktor von 0,82) benötigt wegen der Vorteile des HTR in den nächsten 90 Jahren weniger Uranerz als das System LWR/SBR, hat aber einen kontinuierlich steigenden Uranerzbedarf.
4. Die Symbiose von HTR und SBR (System LWR/HTR/SBR) kombiniert die letztgenannten Vorteile bei Vermeidung der Nachteile und führt insgesamt zum niedrigsten Uranerzbedarf und schließlicher Selbstversorgung am Ende des nächsten Jahrhunderts. Die Aufteilung nach den einzelnen Reaktortypen dieses Systems ist nach dem oberen Teil von Abbildung 2 vorgenommen worden.

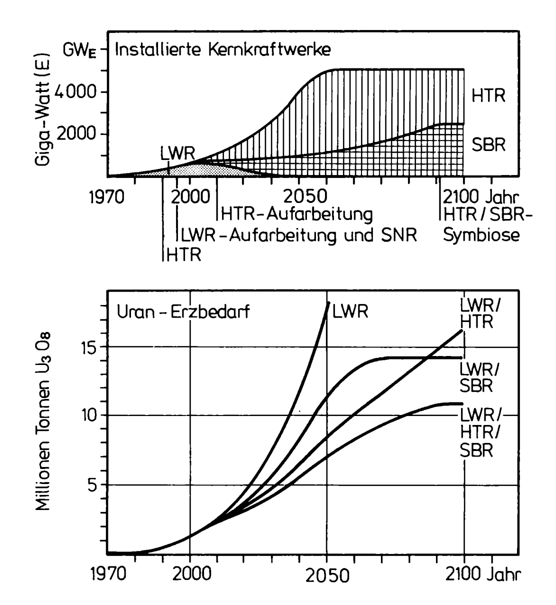


Abbildung 2 Kumulierter Uranerzbedarf in Millionen Tonnen Uranerz (U_3O_8) verschiedener Reaktorsysteme im geschlossenen (d. h. mit Wiederaufarbeitung betriebenen) Brennstoffkreislauf für eine angenommene Bedarfsentwicklung (Ende nächstes Jahrhundert: 5000 Giga-Watt) in Abhängigkeit von der Zeit nach [5]

7.2.3. **Prototypen und Demonstrationsanlagen**

Die Entwicklung des HTR in der Variante eines gasgekühlten Reaktors baut auf den Erfahrungen aus dem langjährigen Betrieb von weltweit etwa 40 Gas-Graphit-Reaktoren auf. Sein kennzeichnendes Merkmal ist das Angebot von Wärme auf einem hohen Temperaturniveau für die nachfolgende Erzeugung von Sekundärenergieträgern. Bisher konnten in der Welt vier HTR in Betrieb gesetzt werden: zwei in den USA, einer in England und der AVR-Reaktor in der Bundesrepublik Deutschland. Über diese vier Reaktoren und weiterführende Projekte gibt Tabelle 1 Auskunft.

Tabelle 1 Hochtemperatur-Reaktoren HTR in verschiedenen Ländern. In Betrieb gewesene, in Betrieb und in Bau befindliche sowie geplante Anlagen

Land	Reaktor	Leistung		Betrieb Jahr	Bemerkung
		MW_{th}	MW_e		
Großbritannien	Dragon	20	—	1964 *–76	Planmäßig außer Betrieb
USA	Peach Bottom	115	40	1966 *–74	Planmäßig außer Betrieb
	Fort St. Vrain	837	330	1977	
Bundesrepublik Deutschland	AVR	46	15	1967	
	THTR 300	750	300	1981/82	In Bau
	HTR 600		600		Projekt
	PNP, Prototypanlage Nukleare Prozeßwärme	500	—		Projekt

*) Erste Kritikalität des Reaktors

Die beiden deutschen Reaktoren AVR und THTR 300 werden im folgenden ausführlicher beschrieben.

Der AVR

Das Versuchskernkraftwerk AVR in Jülich der Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR) GmbH, einer Vereinigung von 16 Elektrizitätsversorgungsunternehmen, läuft seit 1967 und hat mit seinem bisher 10jährigen Betrieb [6] wissenschaftliche, technische und wirtschaftliche Erkenntisse und Erfahrungen erbracht, die von großer Bedeutung für die laufenden Entwicklungsarbeiten sind. Der Reaktor dieses Versuchskernkraftwerks ist ein HTR mit Kugelhaufencore, der seit 1974 (als einziger Reaktor auf der Welt) mit einer erhöhten mittleren Gasaustrittstemperatur von 950 °C betrieben wird. Damit wurde demonstriert, daß der HTR zur Bereitstellung von Hochtemperatur-Prozeßwärme eingesetzt werden kann.

Die technischen Daten des Versuchskernkraftwerks AVR sind in Tabelle 2 zusammengestellt, Abbildung 3 zeigt das Modell dieser Anlage im Vertikalschnitt.

Das Core des AVR-Reaktors besteht aus ca. 80000 kugelförmigen Brennelementen, es produziert eine thermische Leistung von 46 Mega-Watt. Das gasförmige Kühlmittel Helium wird durch Gebläse durch das Core gepumpt und transportiert damit die im Core produzierte Wärme in den über dem Core angeordneten Dampferzeuger. Die mittlere Kühlgastemperatur am Coreaustritt beträgt 950 °C. Im Dampferzeuger wird Dampf erzeugt, der ähnliche Qualität wie der konventioneller Kraftwerke hat und der in einer nachgeschalteten Turbine in die elektrische Leistung von 15 Mega-Watt umgewandelt wird.

Tabelle 2 Technische Daten des Versuchskernkraftwerks AVR

1.	Elektrische Leistung des Kernkraftwerks	15 MW_e
2.	Thermische Leistung des Reaktors	46 MW_{th}
3.	Anzahl der kugelförmigen Brennelemente im Core	ca. 80000 Stück
4.	Anzahl der beschichteten Partikeln im Brennelement	bis 40000 Stück
5.	Masse Uran im Brennelement	1 g U-235
6.	Masse Thorium im Brennelement	5 g Th-232
7.	Gesamtmasse an Uran 235	ca. 40 kg U-235
8.	Druck des Kühlmittels Helium im Primärkreis	10,8 bar
9.	Mittlere Kühlgastemperatur am Coreaustritt	950 °C
10.	Frischdampftemperatur	505 °C
11.	Beginn des Betriebs	Dezember 1967

Die mit dem AVR im Leistungsbetrieb und bei der Durchführung von Experimenten gewonnenen sehr guten Erfahrungen betreffen insbesondere die hohe Verfügbarkeit in Zeit und Arbeit, die Produktion von Wärme auf hohem Temperaturniveau, die Demonstration der guten Sicherheitseigenschaften, ein fehlerfreies Betriebsverhalten der Gebläse und anderer Einrichtungen sowie die geringe Strahlenbelastung für das Personal und die Umgebung.

Wegen einer Leckage des Dampferzeugers mußte der AVR-Reaktor 1978 seinen Betrieb unterbrechen. Die bei diesem Störfall gewonnenen Erfahrungen zeigen, daß zukünftige HTR über geeignete Methoden und Vorrichtungen verfügen müssen, um beschädigte Dampferzeuger oder Wärmeübertrager schneller inspizieren und reparieren zu können. Im August 1979 hat der AVR seinen Betrieb wieder aufgenommen.

Der THTR 300

Das Prototyp-Kernkraftwerk THTR 300 (THTR für Thorium-Hochtemperaturreaktor, 300 für 300-Mega-Watt elektrische Leistung) der Hochtemperatur-Kernkraftwerk GmbH, Uentrop bei Hamm, befindet sich seit einigen Jahren im Bau; es wird erwartet, daß das Kernkraftwerk 1981/82 den Betrieb aufnehmen kann. Dieses Kernkraftwerk besitzt einen HTR mit Kugelhaufencore und ist in integrierter Spannbetonbehältertechnik ausgeführt. Der THTR 300 wird das erste kommerzielle Kernkraftwerk mit HTR in der Bundesrepublik Deutschland sein, er ist vergleichbar mit dem Fort-St.-Vrain-Reaktor in den USA. Die Abwärme wird mit Hilfe eines Trockenkühlturms abgeführt; diese umweltfreundliche Technik kommt hier erstmals in der Bundesrepublik großtechnisch zum Einsatz. Die technischen Daten des THTR 300 sind in Tabelle 3 zusammengestellt.

Tabelle 3 Technische Daten des Prototyp-Kernkraftwerks THTR 300 [7]

1.	Elektrische Nettoleistung des Kernkraftwerks	307 MW_e
2.	Thermische Leistung des Reaktors	750 MW_{th}
3.	Anzahl der kugelförmigen Brennelemente im Core	ca. 670000 Stück
4.	Mittlere Maximalleistung pro Brennelementkugel	3,9 kW
5.	Masse Uran pro Kugel	1,11 g U-235
6.	Masse an Thorium pro Kugel	10,3 g Th-232
7.	Druck des Kühlmittels Helium im Core	40 bar
8.	Mittlere Kühlgastemperatur am Coreaustritt	750 °C
9.	Anzahl der Dampferzeuger	6 Stück
10.	Frischdampftemperatur	535 °C

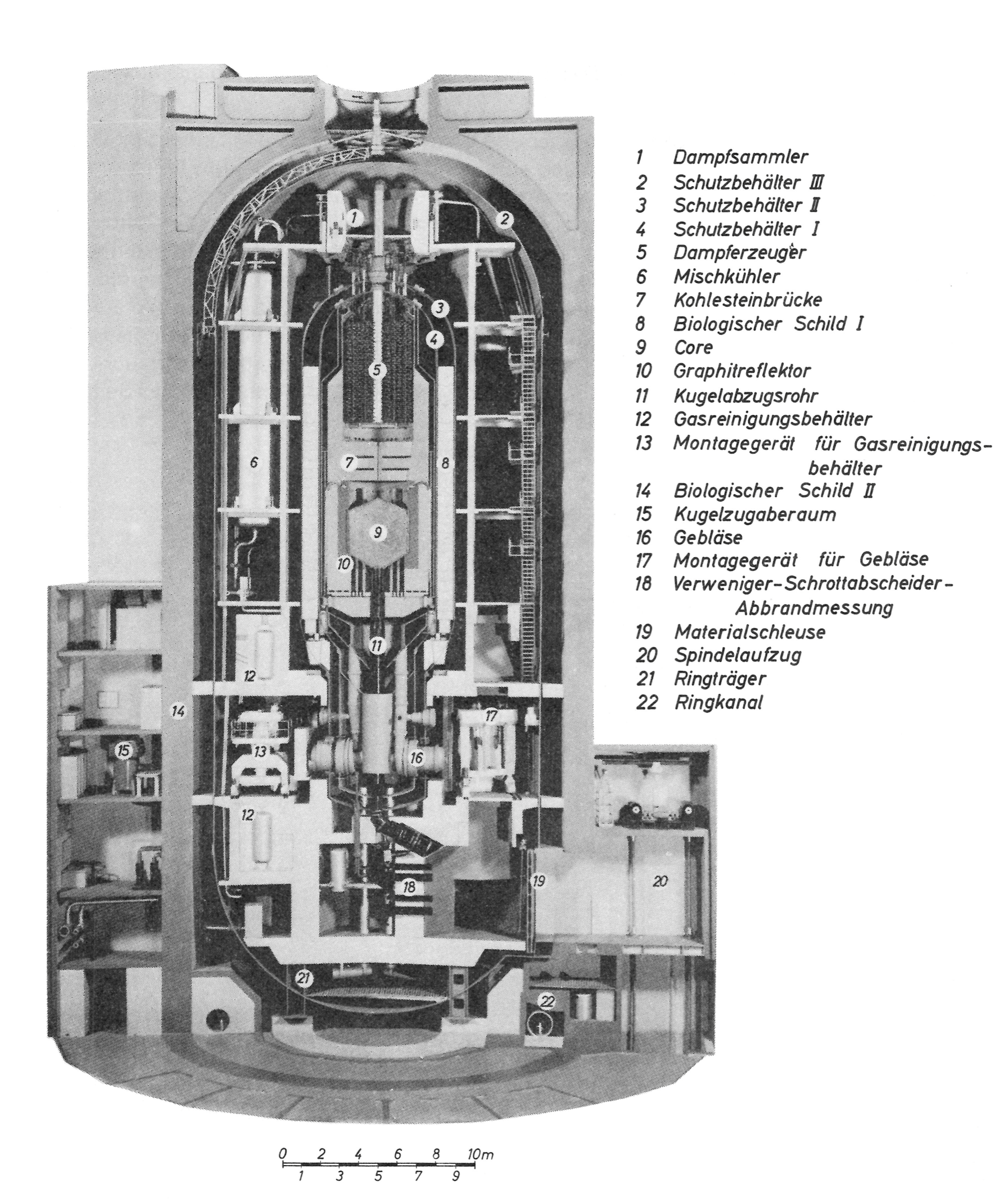


Abbildung 3 *Modell des Reaktorteils des Versuchs-Kernkraftwerks der Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor AVR in Jülich*

Abbildung 4 zeigt den Reaktor des THTR 300 im Vertikalschnitt, bestehend aus Core, Dampferzeugern und Druckbehälter.

Der Druckbehälter des THTR 300 ist ein Spannbetonbehälter, der innen mit einer Stahlhaut ausgekleidet ist. Die durch den Innendruck auftretenden Kräfte werden von horizontalen und vertikalen Stahlkabeln aufgenommen, mit denen der Betonkörper vorgespannt wird. Im Innern dieses massiven Behälters ist der gesamte Primärkreislauf untergebracht. Im Zentrum erkennt man das Kugelhaufencore, eine Schüttung aus insgesamt 670000 Brennelementkugeln mit einer mittleren Maximalleistung von 3,9 Kilo-Watt, das eine thermische Leistung von 750 MW erzeugt. Der Kugelhaufen wird durch ein aus Graphitblöcken aufgebautes Gefäß zusammengehalten, das gleichzeitig die Funktion des Reflektors für die Neutronen erfüllt. Ein Teil der zur Steuerung des Reaktors benötigten Absorberstäbe taucht direkt in den Kugelhaufen ein. Die restlichen Stäbe bewegen sich in Bohrungen des Seitenreflektors, wie die innere Wand des Graphitgefäßes genannt wird.

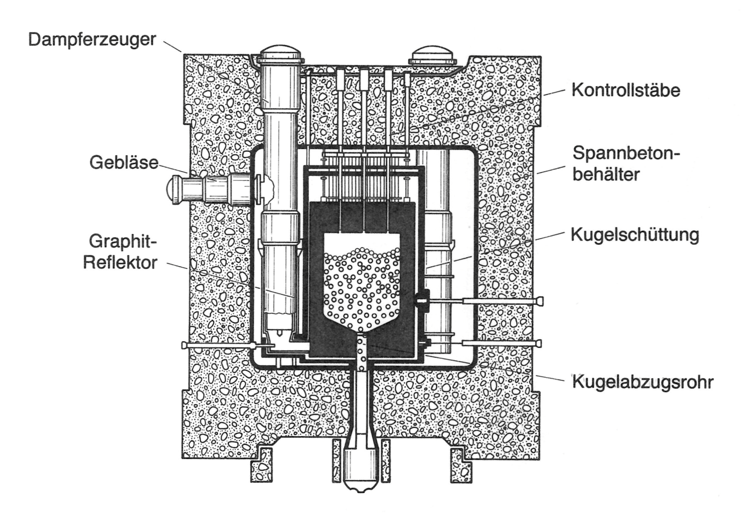


Abbildung 4 Querschnitt durch den Kugelhaufenreaktor des THTR 300

Im Außenraum zwischen dem Core und der Innenseite des Spannbetonbehälters befinden sich die sechs Dampferzeuger. Das Kühlmittel Helium wird durch Gebläse, die seitlich in der Spannbetonbehälterwand angeordnet sind, von oben durch das Core gedrückt und gelangt mit einer Temperatur von 750 °C in die Dampferzeuger, wo es seine Wärme an den sekundären Wasser/Dampf-Kreislauf abgibt. Das auf 250 °C abgekühlte Helium wird von den Gebläsen angesaugt und zur oberen Kaltgaskammer am Coreeintritt zurückgefördert. Mit den hohen Temperaturen des Primärkeislaufs lassen sich Dampfzustände wie im konventionellen Kraftwerk erreichen. Die Folge ist ein ähnlich hoher Wirkungsgrad, der selbst bei Verwendung eines Trockenkühlturms etwa 40% beträgt. Die elektrische Nettoleistung des Kernkraftwerks beträgt 307 Mega-Watt.

Der THTR braucht – dies ist ein besonderer Vorteil des Kugelhaufencores – zur Brennstoffnachladung nicht abgeschaltet zu werden. Kontinuierlich werden Brennelementkugeln über das Kugelabzugsrohr aus dem Reaktorcore abgezogen, in Meßvorrichtungen auf Be-

schädigung und Brennstoffgehalt überprüft und je nach Befund ausgeschieden oder über eine „Rohrpostanlage" in das Core zurückgefördert. Ausgeschiedene Kugeln werden durch frische ersetzt.

Wegen der Vorteile des Thorium/Uran-Brennstoffkreislaufs wird dieser Reaktor mit Brennelementen betrieben, die neben dem Einsatz von ca. 1 g Uran-235 ca. 10 g Thorium-232 pro Brennelementkugel enthalten.

Die Errichtung des THTR 300 dient den Zielen der Gewinnung von Erfahrungen bei Planung, Auslegung und Bau sowie der Genehmigung und der Demonstration der Betriebsweisen sowie dem Nachweis, daß ein Kernkraftwerk dieser Bauart und Größenordnung kommerziell verwendbare elektrische Energie erzeugen kann.

7.3. Nukleare Sicherheit von Hochtemperaturreaktoren

Ebenso wie Leichtwasserreaktoren erfüllen auch Hochtemperaturreaktoren alle sicherheitstechnischen Anforderungen, die bei kerntechnischen Anlagen für eine Rückhaltung der bei der Kernspaltung entstandenen radioaktiven Spaltprodukte im Normalbetrieb und bei Störfällen sorgen [siehe Kapitel 3]. Auch hier sind mehrere Barrieren (coated particle, Brennelement, Spannbetonbehälter, Sicherheitsbehälter) vorhanden, die die radioaktiven Substanzen einschließen. Im Störfall sorgen aktive und passive Sicherheitseinrichtungen dafür, die Auswirkungen der Störfälle zu begrenzen. Diese Sicherheitseinrichtungen leiten z. B. die Abschaltung des Reaktors ein und gewährleisten die Abfuhr der Nachwärme aus dem Reaktorkern.

Nach der Erfüllung der sicherheitstechnischen Anforderungen des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens haben alle Reaktortypen einen vergleichbaren Sicherheitsstand; dieser wird jedoch bei den verschiedenen Reaktortypen mit unterschiedlichem Aufwand, entsprechend ihren sicherheitstechnischen Besonderheiten, erreicht.

7.3.1. Sicherheitsaspekte des Hochtemperaturreaktors

Hochtemperaturreaktoren unterscheiden sich in ihrer reaktorphysikalischen Konzeption, ihrer Materialzusammensetzung und ihrer technischen Konstruktion erheblich von anderen Reaktortypen. Markante Eigenschaften, die insbesondere das Sicherheitsverhalten des HTR beeinflussen, sind der Aufbau des Reaktorkerns und seiner Einbauten aus überwiegend keramischen Werkstoffen mit einer großen Wärmekapazität, die Verwendung des Edelgases Helium als Kühlmittel bei relativ niedrigem Druck sowie der Spannbetonbehälter als Einschluß für den gesamten nuklearen Teil der Reaktoranlage.

Die Verwendung keramischer Werkstoffe – vornehmlich Graphit – mit Phasenumwandlungstemperaturen (Schmelzen, Sublimation) von über 3000 °C führt dazu, daß selbst die recht hohen normalen Betriebstemperaturen bei Störfällen erheblich überschritten werden können, ohne daß dabei bleibende Schäden entstehen oder eine Zerstörung der kühlfähigen Geometrie des Reaktors eintritt. Die große Wärmekapazität des Reaktorkerns mit Graphitmoderator und Graphitreflektor bewirkt im Zusammenhang mit einer geringen Leistungsdichte im Kern, daß Temperaturveränderungen nur sehr langsam vor sich gehen, so daß auch bei Störfällen ausreichend Zeit für geeignete Gegenmaßnahmen bleibt. Daneben

führt der Kernaufbau des HTR und der benutzte Brennstoff zu einem hohen negativen Temperaturkoeffizienten der Reaktivität, der bei auftretenden Temperaturerhöhungen von sich aus – inhärent – zu einer Selbstabschaltung des Reaktors und damit zu einer Leistungsbegrenzung führt.

Das gasförmige Helium als Kühlmittel ist chemisch inert, neutronenphysikalisch neutral und nicht korrosiv. Es kann keinen Phasenwechsel erfahren und auch nicht völlig aus dem Reaktor verlorengehen, sondern nur seine Dichte ändern, so daß selbst bei Brüchen im Primärkreislauf, die zur Druckentlastung des Systems führen, immer noch eine Abfuhr der Nachwärme möglich ist. Die im Kühlgas bei einem Betriebsdruck von etwa 40 bar enthaltene Energie ist so gering, daß bei Primärbrüchen mechanische Schäden am Reaktorkern und am Sicherheitsbehälter (Containment) vermieden werden.

Der den gesamten nuklearen Teil des Reaktors umschließende Spannbetonbehälter stellt eine gegen Bersten geschützte Einschließung für die Anlage dar, da durch Innendruck erzeugte Kräfte durch zahlreiche voneinander unabhängige Spannseile aufgenommen werden und das gleichzeitige Versagen mehrerer Spannseile ausgeschlossen werden kann. Der gasdichte Einschluß wird durch eine isolierte metallische Auskleidung (Liner) erzielt.

7.3.2. Charakteristisches Störfallverhalten

Insbesondere bei extrem unwahrscheinlichen, hypothetischen, Störfällen sind das günstige Selbstabschaltverhalten sowie der verzögerte Temperaturanstieg von entscheidendem Einfluß.

Das Versagen der Kühlung kann über längere Zeit durch die Naturkonvektion überbrückt werden. Auch bei Druckentlastungsstörfällen, bei denen der Betriebsdruck von 40 bar auf das Druckniveau des Sicherheitsbehälters abfällt, gibt es keine abrupten Temperaturanstiege. Selbst bei anfänglichem Versagen der Nachwärmeabfuhr können die Kühlsysteme auch noch mehrere Stunden nach Störfalleintritt in Betrieb genommen werden, so daß bleibende Schäden an der Reaktoranlage vermieden werden. In der Zeit bis zur Inbetriebnahme der Nachwärmeabfuhr ergeben sich nennenswerte Möglichkeiten zur Reparatur von Nachwärmeabfuhreinrichtungen. Untersuchungen dieses Störfalltyps zeigen, daß für Zeiträume zwischen 5 und 10 h nach Störfalleintritt Reparaturwahrscheinlichkeiten zwischen 65 und 85% bestehen (Abbildung 5). Innerhalb dieser Zeit werden lediglich Temperaturen erreicht, die unterhalb der Versagentemperaturen für die Brennelemente liegen und daher auch nicht zu einer massiven Freisetzung von Spaltprodukten führen. Bei längerfristigem Ausfall der Nachwärmeabfuhr kommt es durch die Nachwärmeproduktion zu einer weiteren langsamen Temperaturerhöhung. Bis zu Temperaturen von etwa 2400 °C treten keine Zerstörungen der den Brennstoff enthaltenden coated particles auf. Aufheizversuche bis zu diesen Temperaturen wurden mit gutem Erfolg durchgeführt [8]. Erst die Überschreitung dieses Versagengrenzwertes der Brennelemente führt zu einer deutlich verzögerten Freisetzung von Spaltprodukten zu einem Zeitraum, zu dem kurzlebige Spaltprodukte schon in größeren Mengen zerfallen sind und nicht mehr zur Strahlenbelastung der Umgebung beitragen können.

Bei Hochtemperaturreaktoren sind u.a. auch Störfälle zu analysieren, die durch den Einbruch von Wasser, Luft oder – bei Prozeßwärmereaktoren – von Prozeßgas und die dadurch hervorgerufenen chemischen Reaktionen entstehen. Bei einem Wassereinbruch aus den Dampferzeugern wird durch Feuchtefühler der Störfall erkannt und die Isolierung des defekten Dampferzeugers vorgenommen, so daß die Menge des in den Kern eintretenden

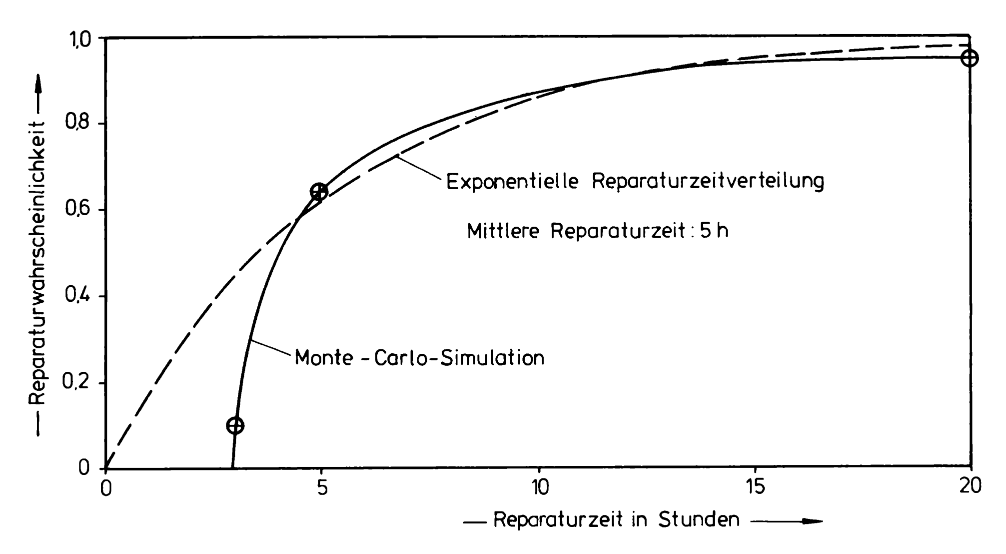


Abbildung 5 Reparaturwahrscheinlichkeit für das Nachwärmeabfuhrsystem eines Hochtemperaturreaktors (PR-500)

Wassers begrenzt wird. Zudem ist die Reaktion zwischen heißem Graphit und Wasser endotherm, das bedeutet, daß Wärme durch die Reaktion selbst verbraucht wird. Darüber hinaus wird der Reaktor automatisch abgeschaltet und durch aktive Kühlmechanismen dafür gesorgt, daß die Temperaturen schnell unterhalb der Werte abgesenkt werden, die für den Ablauf der Graphit-Wasser-Reaktion erforderlich sind.

Schon durch die Konzeption des Spannbetonbehälters sind die möglichen Leckgrößen und damit die Größe von Eintrittsöffnungen, die für den Einbruch von Luft entstehen können, eng begrenzt. Dadurch werden die ins Core im Störfall eindringenden Luft- und damit Sauerstoffmengen auf Werte beschränkt, die nur zu einer zu vernachlässigenden Aufheizung des Reaktorkerns führen. Durch Wärmeabfuhr kann die Temperatur soweit abgesenkt werden, daß die Reaktion nur noch sehr träge verläuft. Die Entstehung von Reaktionsprodukten durch den Abbrand von Graphit kann so bemessen werden, daß sich auch nach Ablauf der Reaktion aufgrund baulicher Maßnahmen keine zündfähigen Gemische ergeben. So werden Störfallfolgen verhindert, die das Reaktorsicherheitsgebäude beschädigen können.

Bei Erhöhung der Temperaturen wird der Reaktor aufgrund des bereits erwähnten negativen Temperaturkoeffizienten der Reaktivität selbständig abgeschaltet. Eine erneute Kritikalität, d. h. ein Wiederbeginnen der Energieerzeugung, könnte sich erst wieder nach Abkühlen des Reaktorkerns ergeben. In diesem Fall ist durch Stäbe aus neutronenabsorbierendem Material und bei deren Versagen durch zusätzliche Abschaltkomponenten ein sicheres Abschalten des Reaktors gewährleistet.

Die coated particles bilden zusammen mit den Brennelementkugeln eine wirksame Barriere für die Zurückhaltung von radioaktiven Spaltprodukten. Die Folge davon ist, daß das Kühlmittel Helium während des Betriebes nur eine sehr geringe Spaltproduktaktivität aufweist. Die durch das Kühlmittel transportierten Spaltprodukte können sich auf kälteren Teilen des

Kühlkreislaufes ablagern und sich dort im Laufe der Zeit zu einem gewissen Grade anreichern. Daher wird dafür gesorgt, daß die Geschwindigkeit einer Druckentlastung genügend klein bleibt, so daß ein Mitreißen dieser abgelagerten Spaltprodukte durch die bei der Druckentlastung auftretenden Strömungskräfte in engen Grenzen bleibt. Durch den geringen Betriebsdruck von nur 40 bar sind für die Erfüllung dieser Forderung günstige Voraussetzungen geschaffen.

7.3.3. Die AIPA-Studie

In den Vereinigten Staaten ist für den dort konzipierten HTR mit blockförmigen Brennelementen eine Risikostudie [9] (AIPA, Accident Initiation and Progression Analysis) durchgeführt worden. Diese Studie wurde vom Institut für Nukleare Sicherheitsforschung der Kernforschungsanlage Jülich einer kritischen Durchsicht unterzogen und in Zusammenarbeit mit der Gesellschaft für Reaktorsicherheit im Hinblick auf eine Übertragung auf deutsche Verhältnisse überprüft [10]. Dabei zeigte sich, daß hypothetische Störfälle, die zur Kernaufheizung führen oder als Folge eines Wassereinbruchs auftreten, den größten Anteil zum Risiko liefern. Verglichen mit der Rasmussen-Studie [11], die Kernschmelzstörfälle von Leichtwasserreaktoren analysiert, sind die Auswirkungen auf die Umgebung beim betrachteten HTR deutlich geringer, während die Eintrittswahrscheinlichkeiten der Störfälle von gleicher Größenordnung sind.

7.4. Möglichkeiten der Nutzung des Hochtemperaturreaktors

Der HTR zeichnet sich durch eine große Vielfalt von möglichen Anwendungen zur Umwandlung von Kernenergie in Sekundärenergieträger aus. Der technische Grund für diese vielfältigen Nutzungsmöglichkeiten ist das hohe Temperaturniveau der produzierten Wärmeenergie. Damit kann neben der Erzeugung von Elektrizität insbesondere auch Prozeßwärme dargeboten werden. Die Nutzung dieser Prozeßwärme eröffnet die Möglichkeit der Produktion von Sekundärenergieträgern für den Wärmemarkt durch die Verfahren der „Nuklearen Fernenergie", der „Nuklearen Kohlevergasung" und der „Nuklearen Wasserspaltung".

7.4.1. Der HTR zur Stromerzeugung

Zur Umwandlung der im HTR erzeugten Hochtemperatur-Wärmeenergie in Elektrizität bestehen grundsätzlich zwei technologische Möglichkeiten, nämlich der Einsatz einer Dampfturbinenanlage und der Einsatz einer Heliumturbinenanlage.

Die Dampfturbine hat den Vorteil, daß sie eine etablierte Technologie darstellt. Der Wirkungsgrad eines Kernkraftwerks mit HTR und Dampfturbinenanlage liegt bei ca. 40% und ist damit wesentlich höher als der Wirkungsgrad eines Kernkraftwerks mit Leichtwasserreaktor. Daraus resultiert, gegenüber dem Leichtwasserreaktor, eine verbesserte Nutzung der Uranreserven und eine verminderte Belastung der Umwelt durch Abwärme.

Die Technologie der Gasturbine im System „HTR mit Heliumturbine (HHT)" hat gegenüber der Technologie der Dampfturbine den Vorzug, durch die Ausnutzung der hohen Temperaturen ein bisher noch nicht ausgeschöpftes Entwicklungspotential zu erschließen und damit erhebliche Vorteile realisieren zu können. Die Vorteile bestehen in der Verbesserung des Wirkungsgrades auf z. B. 44%, in der Möglichkeit des Einsatzes von Trockenkühltürmen bei unvermindertem Gesamtwirkungsgrad sowie in der Abgabe von Fernwärme ohne Einbuße an Stromerzeugung.

Im HHT wird das im Core des HTR erhitzte Helium in direkter Schaltung (deswegen auch der Name „Einkreis"-Anlage im Gegensatz zur „Zweikreis"-Anlage des HTR mit Dampfturbine) auf die Heliumturbine gegeben, die die Wärmeenergie in mechanische Arbeit umwandelt, woraus schließlich Elektrizität produziert wird. Bei einer maximalen Heliumtemperatur von 950 °C wird eine Wirkungsgradverbesserung auf 44,5% erreichbar [12]. Darüber hinaus führen die Besonderheiten des Heliumturbinenprozesses dazu, daß die notwendigerweise abzugebende Abwärme bei relativ hohem Temperaturniveau bis zu 200 °C anfällt, welche dazu benutzt werden kann, Fernwärme zu Heizungszwecken zu produzieren.

Die bisher errichteten und in Bau befindlichen Kernkraftwerke mit HTR sind ausgestattet mit Dampfturbinenanlagen. Die Gasturbinentechnologie wird derzeit im Projektstadium entwickelt, und es besteht die Aussicht, zukünftig HTR-Kernkraftwerke mit Gasturbinenanlage zu realisieren.

7.4.2. Der Hochtemperaturreaktor als Prozeßwärmeerzeuger

Der Wärmemarkt

Die Struktur des Verbrauchs an Endenergie ist heute und in Zukunft dadurch gekennzeichnet, daß nur ein Teilbereich des Gesamtbedarfs durch Elektrizität (zur Erzeugung von Licht und Kraft) abgedeckt wird und ein sehr viel größerer Teil von Sekundärenergieträgern zur Erzeugung von Wärmeenergie benutzt wird. Dieser Wärmemarkt wird derzeitig vorwiegend mit Erdölprodukten und Erdgas versorgt, welche langfristig nicht in ausreichendem Maß zur Verfügung stehen und deshalb ersetzt werden müssen. Bei dieser langfristig notwendigen Substitution kann Kernenergie, insbesondere im Verbund mit der Veredlung von Kohle, einen erheblichen Beitrag zur Sicherung der zukünftigen Energieversorgung leisten [13].

Der Wärmemarkt ist bezüglich der Produktion von Sekundärenergieträgern, des Transports, der Verteilung, der Speicherung und schließlich der Anwendung sowie im Hinblick auf die Auslastung und die Leistungsgrößen stark strukturiert und bietet damit auf vielfältige Art und Weise Substitutionsmöglichkeiten. Die absehbar technisch realisierbaren Verfahren zur Erzeugung von Sekundärenergieträgern aus Kernenergie für den Wärmemarkt sind zahlreich, und es kann schließlich für alle möglichen Anwender passende Nutzformen geben. Die Verfahren der Erzeugung von Sekundärenergieträgern mit Hilfe des HTR werden im folgenden kurz erläutert.

Die nukleare Kohlevergasung

Das Verfahren der nuklearen Kohlevergasung ist deshalb von Bedeutung, weil damit auf der Basis der heimischen Kohlevorräte durch Kohleveredlung die Möglichkeit gegeben ist, die Abhängigkeit der Volkswirtschaft der Bundesrepublik Deutschland von den Importen an

Erdöl und Erdgas langfristig zu reduzieren. Die Einsatzstoffe der nuklearen Kohleveredlungsverfahren sind Kernenergie und Kohle, die möglichen Produkte sind künstliches Erdgas für Haushalt und Industrie, Synthesegase und Wasserstoffgas für die Herstellung von Kraftstoffen, Kunststoffen, Düngemitteln und zur Stahlerzeugung (Kapitel 1, Abbildung 11).

Bei den Verfahren der nuklearen Kohlevergasung wird die für den Prozeß der Umwandlung der Kohle in Gase benötigte Prozeßwärme als Kernwärme aus dem HTR in einem Temperaturbereich bis zu 950 °C eingekoppelt. Für diese Einkoppelung werden grundsätzlich zwei Prozeßvarianten unterschieden, nämlich die hydrierende Kohlevergasung und die Wasserdampf-Kohlevergasung. Bei der hydrierenden Kohlevergasung (Abbildung 6) wird aus Kohle und Wasserstoff (H_2) in einer wärmeabgebenden (exothermen) chemischen Reaktion hauptsächlich Methan (CH_4) erzeugt. Ein Teil dieses Methans dient zur Herstellung des benötigten Wasserstoffs, und zwar durch die wärmeaufnehmende (endotherme) chemische Reaktion von Methan und Wasserdampf (H_2O_D) in einem Röhrenspaltofen mit den Produkten Wasserstoff und Kohlenmonoxid (CO).

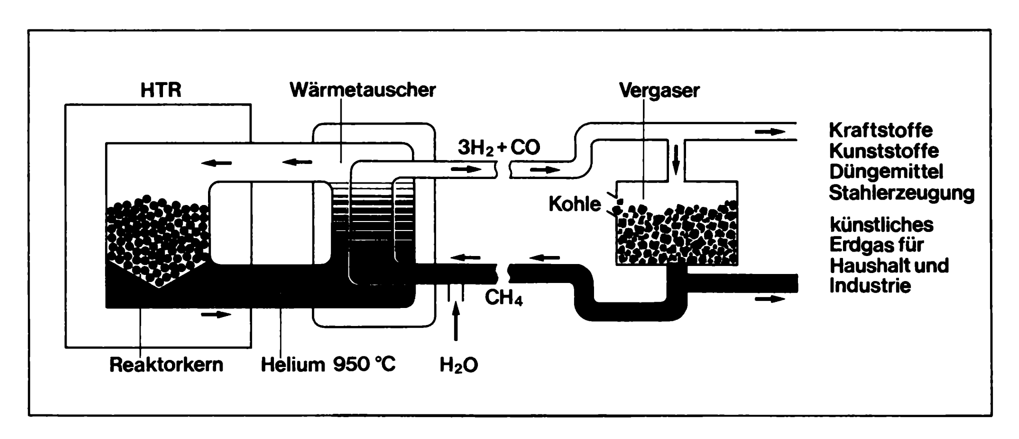


Abbildung 6 Schematische Darstellung des Verfahrens der „Hydrierenden Kohlevergasung" mit der Einkopplung von Wärme aus dem Hochtemperaturreaktor (HTR) über den Röhrenspaltofen. Die Vergasungsreaktion lautet: Kohle + Wasserstoff = Methan

Die für diese Reaktion benötigte Wärmeenergie wird vom HTR durch die Beheizung des Röhrenspaltofens mit heißem Helium (Temperatur 950 °C) geliefert und auf diese Weise die Koppelung zwischen Kernenergie und Kohle bewerkstelligt. Bei der Wasserdampf-Kohlevergasung (Abbildung 7) wird die wärmeaufnehmende Reaktion zwischen Kohle und Wasserdampf (H_2O_D) mit den Produkten Wasserstoff und Kohlenmonoxid von dem Wärmeübertragungsmittel Helium direkt beheizt, das seinerseits über einen Wärmetauscher vom heißen Helium (Temperatur 950 °C) des primären Kreislaufs des HTR aufgeheizt wird. Auch hier wird die Koppelung zwischen Kernenergie und Kohlevergasung durch Einkoppelung von Wärmeenergie bewerkstelligt [14]. Abbildung 8 gibt einen Überblick über die chemischen Reaktionsgleichungen.

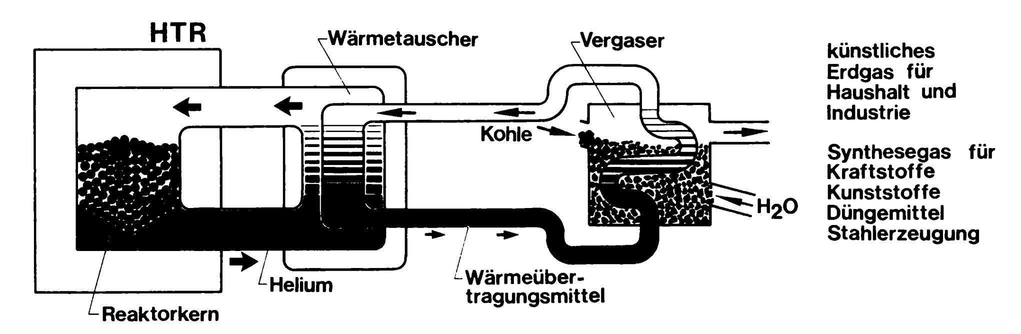


Abbildung 7 Schematische Darstellung des Verfahrens der „Wasserdampf-Kohlevergasung" mit der Einkopplung von Wärme aus dem Hochtemperaturreaktor (HTR) über einen Wärmetauscher und ein Wärmeübertragungsmittel. Die Vergasungsreaktion lautet: Kohle + Wasserdampf = Wasserstoff + Kohlenmonoxid

Hydrierende Kohlevergasung

1)	$2C + 4H_2 \rightarrow 2CH_4$	Hydrierende Kohlevergasung
2)	$CH_4 + H_2O_D \rightarrow 3H_2 + CO$	Methan-Reformierung
3)	$CO + H_2O_D \rightarrow CO_2 + H_2$	Konvertierungs-Reaktion
	$2C + 2H_2O_D \rightarrow CH_4 + CO_2$	

Wasserdampf-Kohlevergasung

1)	$2C + 2H_2O_D \rightarrow 2CO + 2H_2$	Wasserdampf-Kohlevergasung
2)	$CO + H_2O_D \rightarrow CO_2 + H_2$	Konvertierungs-Reaktion
3)	$3H_2 + CO \rightarrow CH_4 + H_2O$	Methanisierung
	$2C + 2H_2O_D \rightarrow CH_4 + CO_2$	

Nukleare Fernenergie

$$CH_4 + H_2O_D \rightleftarrows 3H_2 + CO$$

Nukleare Wasserspaltung

1)	$2H_2O + SO_2 \rightarrow H_2SO_4 + H_2$	Elektrochemische Reaktion
2)	$H_2SO_4 \rightarrow H_2O + SO_2 + \frac{1}{2}O_2$	Hochtemperatur-Reaktion
	$H_2O \rightarrow H_2 + \frac{1}{2}O_2$	

Abbildung 8 Chemische Reaktionsgleichungen

Die Vorteile der nuklearen Kohlevergasung gegenüber konventionellen Verfahren bestehen in der Erhöhung des Gesamtwirkungsgrades, der Einsparung an fossilen Reserven um etwa 40–50% und einer drastischen Senkung der spezifischen Schadstoff-Emissionen. Das Erreichen der Wirtschaftlichkeitsgrenze der nuklearen Kohlevergasung gegenüber den konventionellen Verfahren wird für die 90er Jahre und die dann vorherrschenden Markt- und Kostenverhältnisse von Erdöl und Erdgas prognostiziert [15].

Die für die Markteinführung des Verfahrens der nuklearen Kohlevergasung noch zu lösenden technologischen Probleme werden in dem Projekt „Prototypanlage Nukleare Prozeßwärme (PNP)" bearbeitet. Nach Abschluß der Planungsarbeiten wird angestrebt, eine Prototypanlage mit einer thermischen Leistung von z. B. 500 Mega-Watt zu errichten und zu betreiben, um danach eine großindustrielle kommerzielle Nutzung anzustreben.

Nukleare Fernenergie (Abbildung 9)

Eine weitere Möglichkeit der Bedienung des Wärme-Marktes besteht in dem Einsatz von Wärme aus dem HTR zusammen mit dem Übertragungssystem „Nukleare Fernenergie (NFE)", [16]. Das Problem der Wärmeübertragung von einer zentralen Anlage über Entfernungen bis zu 100 km zum Verbraucher wird in diesem Konzept durch den Transport eines chemisch reagierenden Systems gelöst. Das chemische System ist ein Gemisch aus Methan und Wasserdampf einerseits und Wasserstoff und Kohlenmonoxid andererseits. Wärmeenergie aus dem Hochtemperaturreaktor wird in einem mit heißem Helium beheizten Röhrenspaltofen in die chemische Energie der wärmeaufnehmenden chemischen Reaktion von Methan und Wasserdampf zu Wasserstoff und Kohlenmonoxid überführt. Die beiden letzteren Gase werden zum Verbraucher transportiert, wo die Rückwärts-Reaktion des chemischen Systems abläuft und unter Bildung von Methan und Wasserdampf Wärmeenergie freigesetzt wird. Mit dem Rücktransport der Reaktionsprodukte zur zentralen Anlage ist der Kreislauf des Übertragungssystems geschlossen. Die freigesetzte Wärme wird zur Erzeugung von Prozeßdampf für industriellen Wärmeverbrauch, von Heizwasser für den Haushaltswärmeverbrauch sowie für die verbrauchsnahe Erzeugung von Elektrizität verwendet.

Die Vorteile der nuklearen Fernenergie gegenüber konkurrierenden Systemen, insbesondere der konventionellen Fernwärme bestehen darin, daß Energieübertragung über größere Entfernungen wirtschaftlich möglich ist, daß der Einsatz von fossilen Primärenergieträgern entfällt und daß die Energieerzeugung mit hohem Wirkungsgrad und umweltfreundlich geschieht. Die für den Einsatz in der Energiewirtschaft noch zu lösenden technologischen Probleme werden im Projekt „Nukleare Fernenergie (NFE)" bearbeitet.

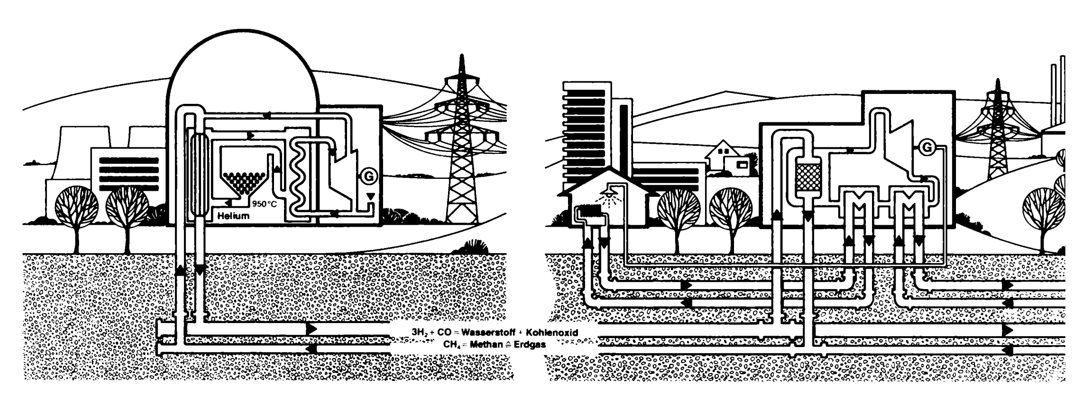


Abbildung 9 Nukleare Fernenergie

Nukleare Wasserspaltung

Eine weitere Möglichkeit zur Nutzung von Kernenergie zur Erzeugung von Sekundärenergieträgern für den Wärmemarkt ist die Produktion von Wasserstoff und Sauerstoff durch die Spaltung von Wasser mittels Hochtemperatur-Wärmeenergie aus dem HTR. Das Hauptprodukt Wasserstoff ist als Sekundärenergieträger kostensparend transportierbar (auch über größte Entfernungen), preiswert speicherbar (auch über größere Zeiträume), umweltfreundlich (da als Verbrennungsprodukt Wasser entsteht) und anwendungsorientiert. Einsatzmöglichkeiten des Sekundärenergieträgers Wasserstoff bestehen zur verbrauchsnahen Produktion von Elektrizität und Fernwärme, zur Heizung in Industrie und Haushalt, als Kraftstoff, insbesondere für den Flugverkehr, als chemischer Rohstoff für die Industrie (Kunststoffe, Düngemittel), als Reduktionsstoff für die metallherstellende Industrie, als Hydrierwasserstoff z. B. für die Herstellung von Hydrierbenzin und für viele andere Einsatzzwecke mehr (Abbildung 10). Das Nebenprodukt Sauerstoff kann für viele industrielle Prozesse und für Verfahren der Umweltverbesserung eingesetzt werden.

Das Verfahren zur Umwandlung von Wärmeenergie aus dem HTR in chemische Energie in der Form von Wasserstoff und Sauerstoff aus Wasser ist der thermochemische (bzw. thermochemisch-elektrochemische) Kreisprozeß [17]. Ein solcher Prozeß besteht aus einer

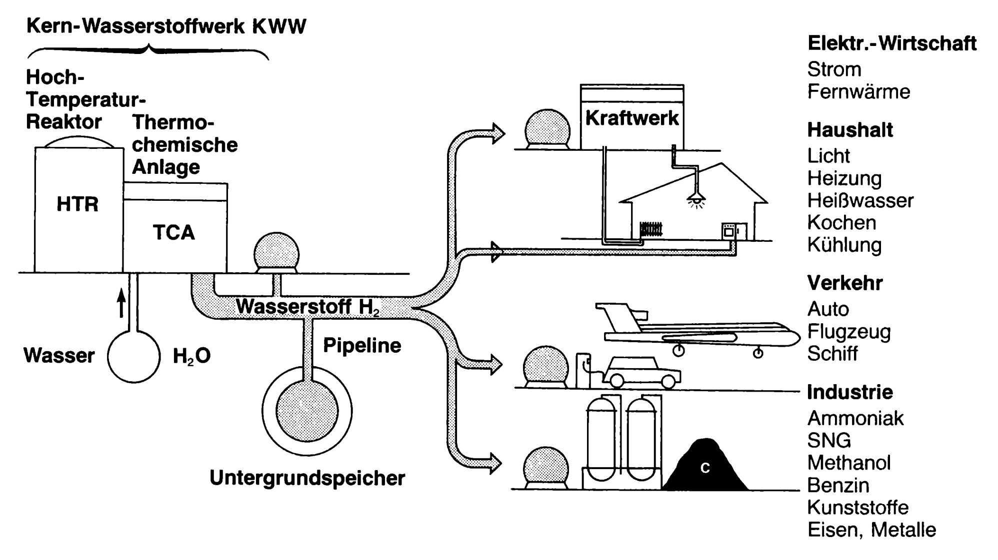


Abbildung 10 Schematische Darstellung der Energie- und Rohstoffversorgung mit dem Sekundärenergieträger Wasserstoff aus der nuklearen Wasserspaltung durch Einsatz von Hochtemperatur-Wärme aus dem Hochtemperaturreaktor

Folge von chemischen Reaktionen, deren Summenreaktion die der Wasserspaltung ist. Die Reaktionsteilnehmer, außer Wasser, Wasserstoff und Sauerstoff, werden weder verbraucht noch erzeugt, sondern im Kreise geführt.

An der Entwicklung thermochemischer Kreisprozesse wird in vielen Forschungsinstituten der Welt seit einigen Jahren gearbeitet. Der Stand der Entwicklung befindet sich noch im Laboratoriumsstadium. Bei gutem Erfolg der Entwicklungsarbeiten kann der großtechnische Einsatz für die Zeit nach der Jahrhundertwende erwartet werden.

7.5. Zusammenfassung

Der Hochtemperaturreaktor ist heute als alternative Kernkraftwerksvariante zur Elektrizitätserzeugung anwendbar. Als fortgeschrittenes Reaktorsystem ist er aufgrund seiner technischen Eigenschaften in der Lage, zusätzlich eine Reihe von Technologien verfügbar zu machen, die in vielen Bereichen der Energieversorgung eingesetzt werden können. Neben der Stromerzeugung ist hier die Veredelung fossiler Energieträger sowie die Herstellung neuer Energieträger zu nennen, die zur Substitution von Erdöl und Erdgas geeignet sind. Der Hochtemperaturreaktor ermöglicht die Anwendung der Kernenergie im Hinblick auf eine Schonung der Umwelt, er besitzt ein hohes Sicherheitspotential und ist in der Lage, Energie unter sparsamer Verwendung der Uranvorräte zu erzeugen.

Die mit Hilfe des Hochtemperaturreaktors möglichen Verfahren zur Nutzung der nuklearen Prozeßwärme zur Veredelung der heimischen Kohlevorräte sind insbesondere für eine gesicherte Energieversorgung der Bundesrepublik Deutschland von Bedeutung.

Literatur

[1] *Hauff, V.:* Die Rolle des Hochtemperaturreaktors bei der Energieversorgung der Bundesrepublik Deutschland, HTR-Statusbericht, 26. Sept. 1978, Jül-Spez. 21, Nov. 1978, S. 9 und S. 12

[2] *Schulten, R., et al.:* Industriekernkraftwerk mit Hochtemperaturreaktor PR 500 – „Otto-Prinzip" – zur Erzeugung von Prozeßdampf, Jül-941-RG, April 1973, S. 25

[3] *Ehlers, K., Fröhling, W., Kirch, N., Schulten, R.:* Das nukleare Wärmesystem Hochtemperaturreaktor im Verbund mit Prozeßwärmeanlagen und Stromerzeuger, HTR-Statusbericht, 26. Sept. 1978, Jül-Spez. 21. Nov. 1978, S. 83

[4] *Teuchert, E., Schulten, R.:* Flexibilität und Urannutzung des Kugelhaufenreaktors, Jahresbericht 1978/79 der KFA Jülich

[5] *Teuchert, E., Rütten, H.J., Werner, H.:* Uranium Resource Conservation by the HTR-Thorium Cycle, European Nuclear Conference, Hamburg, May, 6–11, 1979

[6] Arbeitsgemeinschaft-Versuchsreaktor GmbH, Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH: 10 Jahre Stormerzeugung mit dem Kugelhaufen-Reaktor der AVR, 17. Dezember 1977

[7] *Schwarz, D., Schweiger, F.:* Stand und Weiterentwicklung der THTR-Linie in der BRD, *Harder, H., Oehme, H., Schöning, J., Thurnher, K.:* Das 300-MW-Thorium-Hochtemperatur-Kernkraftwerk (THTR), *Hackstein, K. G.:* Herstellung von Brennelementen für den THTR und den AVR-Reaktor, Atomwirtschaft, Jahrg. XVI, Nr. 5, Mai 1971, S. 235–246

[8] *Schenk, W.:* Untersuchungen zum Verhalten von beschichteten Brennstoffteilchen und Kugelbrennelementen bei Störfalltemperaturen, Jül-1490, Mai 1978

[9] HTGR Accident Initiation and Progression Analysis Status Report, GA-Report GA-A 13617, UC-77, January 1976

[10] *Kröger, W., et al.:* Sicherheitsstudie für Hochtemperaturreaktoren unter deutschen Standortbedingungen, Jül-Spez-19, August 1978

[11] (NUREG 75/014) U.S. Nuclear Regulatory Commission. Oct. 1975 Reactor Safety Study, An Assessment of Accident Risks in US Commercial Power Plants. WASH-1400

[12] *Mattick, W., Harder, H., Marnet, Chr.:* Stand der Entwicklung des HTR zur Stromerzeugung, HTR-Statusbericht, 26. Sept. 1978, Jül-Spez. 21, Nov. 1978, S. 23 und S. 28. Partner des Projekts „Hochtemperaturreaktor mit Heliumturbine (HHT)": Brown Boveri & Cie, AG Mannheim, Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH, Kernforschungsanlage Jülich GmbH, Nuklear-Chemie und Metallurgie GmbH, Brown Boveri & Cie. AG, Baden/Schweiz, Eidgenössisches Institut für Reaktorforschung, Gebr. Sulzer AG und Schweizerische Aluminium AG

[13] *Barnert, H.:* Künftige Möglichkeiten der Wärmeversorgung durch Kernenergie. Atomwirtschaft, Bd. 23 (1978) S. 452-457

[14] *Fröhling, W., Neef, H.J.:* Synthetisches Naturgas aus Kohle und Hochtemperatur-Reaktorwärme, Jahresbericht 1976/77 der KFA Jülich

[15] PNP: Statusbericht zum Ende der Konzeptphase vom 1. 8. 1975–30. 11. 1976, Markt- und Wirtschaftlichkeitsstudie zur nuklearen Kohlevergasung, Dezember 1976. Partner des Projekts „Prototypanlage Nukleare Prozeßwärme (PNP)": Bergbau-Forschung GmbH, Gesellschaft für Hochtemperaturreaktor-Technik mbH, Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH, Kernforschungsanlage Jülich GmbH und Rheinische Braunkohlenwerke AG

[16] *Harth, R.:* Nukleare Fernenergie, Jahresbericht 1975 der KFA Jülich. Partner des Projekts „Nukleare Fernenergie (NFE)": Rheinische Braunkohlenwerke AG und Kernforschungsanlage Jülich GmbH

[17] *Barnert, H.:* Grundlagen thermochemischer Kreisprozesse, Jül-967-RG, Juni 1973

8. Schnelle Brutreaktoren[1])

G. Heusener
Projekt Schneller Brüter des Kernforschungszentrums Karlsruhe

8.1. Einleitung

Leichtwasserreaktoren (LWR) haben heute eine Entwicklungsstufe erreicht, die eine wirtschaftliche Stormerzeugung erlaubt. Andere Reaktorkonzepte wie der Hochtemperaturreaktor (HTR) und der Schnelle Brutreaktor (SBR) werden noch einen beträchtlichen Entwicklungsaufwand benötigen, bevor auch sie dieses Ziel erreicht haben. Wegen der hohen Kosten müssen sie sich die Frage gefallen lassen, was diesen Entwicklungsaufwand rechtfertigt. Welche Vorteile haben diese Konzepte; wie funktionieren sie und sind sie ebenso sicher wie die etablierten Leichtwasserreaktoren? Diese Fragen sollen im folgenden für den natriumgekühlten Schnellen Brutreaktor beantwortet werden.

8.2. Uranausnutzung beim LWR und beim SBR

Sowohl der LWR wie auch der SBR benötigen als Brennstoff Uran. Natururan besteht zu 99,3% aus dem nicht oder nur schwer spaltbaren Uran-238 und zu 0,7% aus dem leicht spaltbaren Uran-235. Der LWR kann unmittelbar nur diesen geringen Anteil des leicht spaltbaren Uran-235 ausnutzen. Die Umwandlung von Uran 238 in spaltbares Plutonium, die in geringem Maße auch im LWR stattfindet, erhöht die Ausnutzung um ca. weitere 0,3%. Insgesamt bleibt jedoch die Ausnutzung der Uranvorräte beim LWR auf ca. 1% beschränkt.

Anders ist die Situation beim SBR. Das hier verwendete Spaltmaterial ist Plutonium. Durch den Brutprozeß wird aus dem nicht spaltbaren Uran 238 mehr Spaltstoff (Plutonium) erzeugt, als in der gleichen Zeit verbraucht wird. Damit wäre der SBR theoretisch in der Lage, Uran vollständig zu verbrennen und in Energie umzuwandeln. Durch unvermeidbare Verluste bei der Brennelementfertigung und der Wiederaufarbeitung wird die Nutzung auf ca. 60% beschränkt.

Der Zusammenhang zwischen Natururanausnutzung und Konversions- bzw. Brutrate ist in Abbildung 1 quantitativ dargestellt.

---

[1]) Dieser Beitrag ist die Kurzfassung einer vom Kernforschungszentrum Karlsruhe herausgegebenen Broschüre „Wie sicher ist der Schnelle Brüter?"

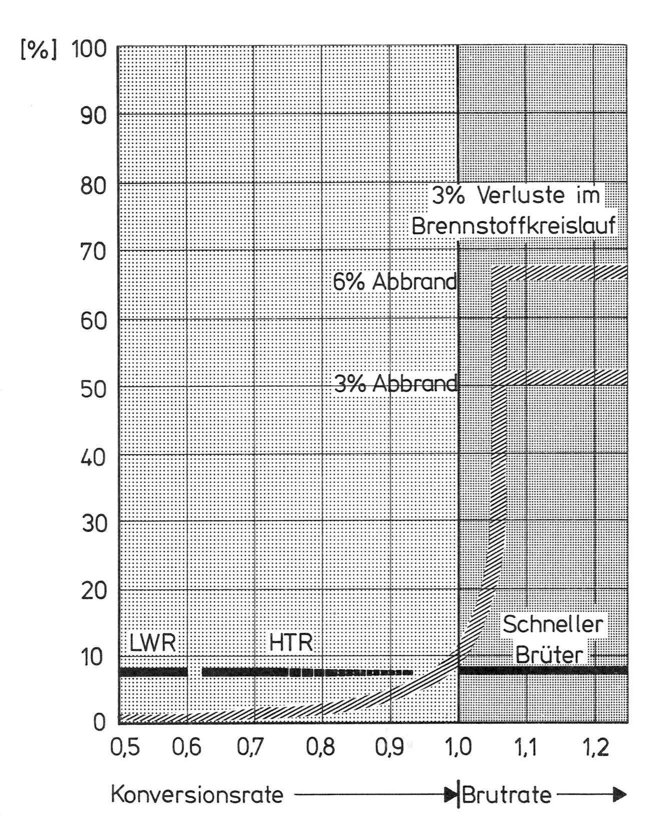


Abbildung 1 Mögliche Ausnutzung des Natururans

Die Konversions- bzw. Brutrate ist das Verhältnis der im Reaktorbetrieb neu entstandenen spaltbaren Kerne zu den jeweils verbrauchten spaltbaren Kernen. Ist dieses Verhältnis kleiner als eins, so spricht man von Konversion, bei einem Verhältnis größer als eins von Brüten. Der Leichtwasserreaktor hat eine Konversionsrate zwischen 0,5 und 0,6 und damit 1% Natururanausnutzung, der Hochtemperaturreaktor mit Uran-Thorium-Brennstoff, Wiederaufarbeitung und Rückführung des im Reaktor (aus Thorium-232) erzeugten Uran-233 liegt mit der Konversionsrate zwischen 0,65 und 0,85 und erreicht damit einen mehrfach höheren Ausnutzungsgrad. Mit geänderten Brennstoffkreislaufkonzepten läßt sich beim Hochtemperaturreaktor (wie übrigens auch beim Leichtwasserreaktor) die Konversionsrate grundsätzlich noch bis auf 1,0 anheben („Hochkonverter"), und man erreicht damit eine Ausnutzung von einigen Prozenten. Erst bei Überschreiten des Wertes von 1, was im Schnellen Brüter erreicht wird, wird die Situation qualitativ anders – bei einem Wert der Brutrate von 1,05 in Abbildung 1 nimmt die Natururanausnutzung sprunghaft zu (theoretisch würde dazu die Brutrate 1,0 ausreichen, in der Praxis muß man die Plutoniumverluste im Brennstoffkreislauf mit einkalkulieren). Von diesem Grenzwert der Brutrate an hängt die Ausnutzung nicht mehr von der Brutrate ab, sondern von den Parametern des Brennstoffkreislaufs: nämlich von den Verlusten bei der Brennelement-Fabrikation und bei der Wiederaufarbeitung und vom Abbrand, d.h. von der pro Tonne Reaktorbrennstoff erzeugten

Energiemenge. Im Vergleich von Leichtwasserreaktoren und Schnellen Brütern ergibt sich insgesamt eine erheblich bessere Nutzung der U-Vorräte (etwa um den Faktor 60) und damit eine Verbreiterung der Brennstoff-Versorgung auf Uranbasis.

Dies führt zu einem wesentlichen Argument für die Brüterentwicklung: Die Kernenergie erweitert die begrenzten Vorräte fossiler Energieträger; ihr Beitrag wäre jedoch relativ klein, wenn nur nichtbrütende Systeme eingesetzt werden. Dagegen vergrößern Brutreaktoren die Energievorräte der Erde um ein bis zwei Größenordnungen. (Die energiewirtschaftlichen Zusammenhänge sind ausführlich in Kapitel 1 dargestellt.)

8.3. Technisches Konzept der Brüter-Kraftwerke

8.3.1. Energieerzeugung und Brutprozeß

Brüter sind ebenso wie andere Kernkraftwerke (eine Übersicht findet sich in Kapitel 2) Wärmekraftwerke. Durch kontrollierte Kernspaltung im Kernbrennstoff wird Wärme erzeugt, die von einem Wärmeübertragungsmittel abgeführt und zur Dampferzeugung für die Turbogeneratoren verwendet wird. Der Spaltstoff besteht aus Plutonium in der Form von Plutoniumoxid (PuO_2), das etwa im Verhältnis 1:5 mit Uranoxid (UO_2) vermischt ist. Dieses Mischoxid bildet in Tablettenform etwa bleistiftdicke Säulen in sehr dünnwandigen Hüllrohren aus austenitischem Stahl. Derart aufgebaute Brennstäbe werden zu sechseckigen Bündeln zusammengefaßt. In diesen so entstandenen Brennelementen wird der Hauptteil der Wärmeenergie erzeugt. Die Brennelemente werden wiederum zur Spaltzone des Reaktorkerns zusammengefaßt, wie es in Abbildung 2 schematisch dargestellt ist.

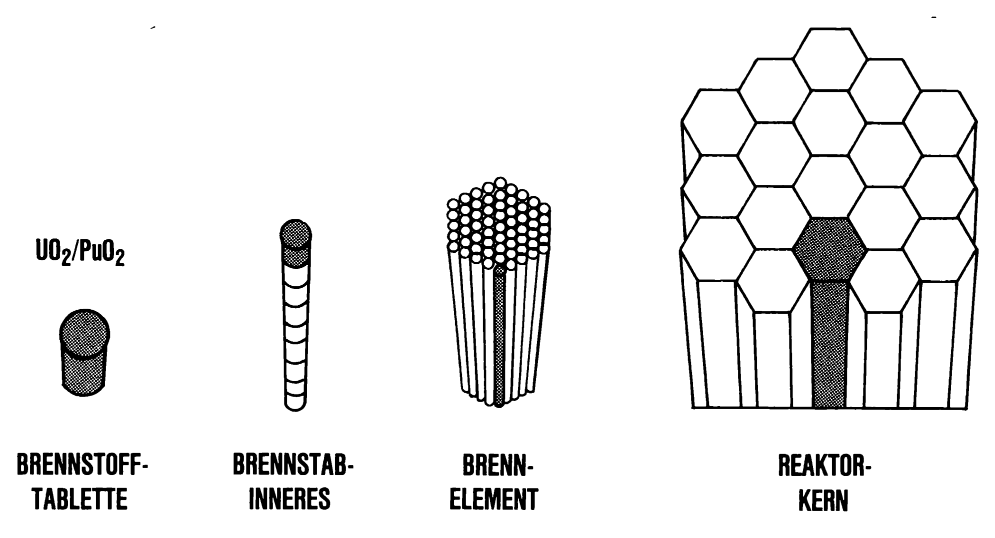


Abbildung 2 Brüter-Brennelemente

Die Spaltzone des Reaktors ist von einem sogenannten Brutmantel umgeben. Er enthält bei Betriebsbeginn keinen Spaltstoff, sondern allein UO_2, das Oxid von abgereichertem oder natürlichem Uran. Das UO_2 ist ebenfalls in der Form von Tablettensäulen in Hüllrohren enthalten. Die Brutstäbe haben einen größeren Durchmesser als die Brennstäbe. Sie bilden bündelweise, ähnlich wie die Brennelemente, die Brutelemente. Im Laufe des Reaktorbetriebs führt der hohe Fluß von schnellen (nicht abgebremsten) Neutronen zur Umwandlung eines Teils des Urans in Plutonium. Insgesamt entsteht mehr Plutonium als jeweils durch Spaltung verbraucht wird. Der Brutprozeß vollzieht sich zum Teil im Uran der Spaltzone, vor allem aber im Uran des Brutmantels (Abbildung 3 rechts). Die Menge des jeweils erbrüteten Plutoniums hängt u.a. von der gewählten Menge des eingesetzten Brutstoffes ab. Nach Entladung des Reaktors und etwa einem halben Jahr Abklingzeit wird das Plutonium in Wiederaufarbeitungsanlagen chemisch vom Uran und von den Spaltprodukten getrennt und zur Herstellung neuer Brennelemente verwendet. Die unmittelbare Verwendung schneller Neutronen in Brütern hat den Vorteil, daß sehr viel mehr Plutonium als im Leichtwasserreaktor (LWR) erzeugt werden kann. Schnelle Neutronen haben jedoch den Nachteil, daß sie die Spaltung eines Pu-Kernes mit wesentlich geringerer Wahrscheinlichkeit auslösen als die abgebremsten Neutronen herkömmlicher Reaktoren. Zum Ausgleich braucht man einen kompakteren Reaktorkern mit einer sehr viel höheren Konzentration an spaltbaren Kernen als beim LWR.

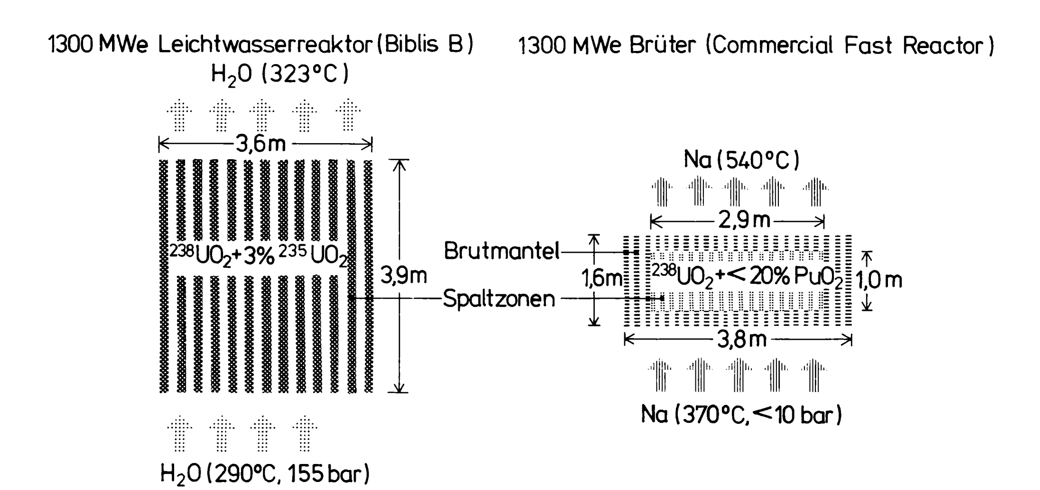


Abbildung 3 Reaktorkerne im Längsschnitt (schematisch)

Abbildung 3 zeigt die Größenverhältnisse von LWR- und Brüterkernen von Anlagen gleicher elektrischer Leistung im Längsschnitt. Die pro Volumeneinheit der Spaltzone erzeugte Leistung (d.h. die Leistungsdichte) ist bei einem Brüter drei- bis fünfmal höher als bei einem Leichtwasserreaktor.

8.3.2. Wärmeübertragung

Die hohe Volumenleistung im Brüterreaktorkern muß durch ein geeignetes Wärmeübertragungsmittel aus dem Reaktor in die Dampferzeuger abgeführt werden. In sämtlichen, bisher gebauten Brutreaktoren der Welt wird als Wärmeübertragungsmittel (Kühlmittel) flüssiges Natrium benutzt. Natrium hat hervorragende Wärmeübertragungseigenschaften und erfordert keinen wesentlichen Betriebsdruck. Seine wichtigsten Eigenschaften werden weiter unten ausführlich diskutiert. Es wird beim Durchströmen eines Brutreaktors von etwa 370 °C auf etwa 540 °C aufgeheizt. Diese relativ hohe Temperatur ermöglicht einen thermodynamischen Wirkungsgrad der Anlage von etwa 40%; damit kann ein ähnlich hoher Anteil der erzeugten Wärme in elektrische Energie umgewandelt werden wie in einem modernen Kohlekraftwerk. Das „primäre" Natrium, das sich im Reaktorkern zwischen den Brenn- und Brutstäben aufgeheizt hat, gibt seine Wärme zunächst über sogenannte Zwischenwärmetauscher an Natrium in „sekundären" Kreisläufen, den Zwischenwärmekreisläufen, ab und erst das sekundäre Natrium heizt die Dampferzeuger (Abbildung 4). Dieses Konzept mit Zwischenwärmekreisläufen ist im Vergleich zu einem LWR aufwendiger. Es wird aus Sicherheitsgründen gewählt:

- Störungen im Dampferzeuger, z. B. bei Natrium-Wasserreaktionen, infolge auftretender Undichtigkeiten innerhalb eines Dampferzeugers, können nicht unmittelbar auf den Reaktorkern zurückwirken.
- Das durch die Dampferzeuger strömende Natrium ist im Gegensatz zum Primär-Natrium nicht radioaktiv.

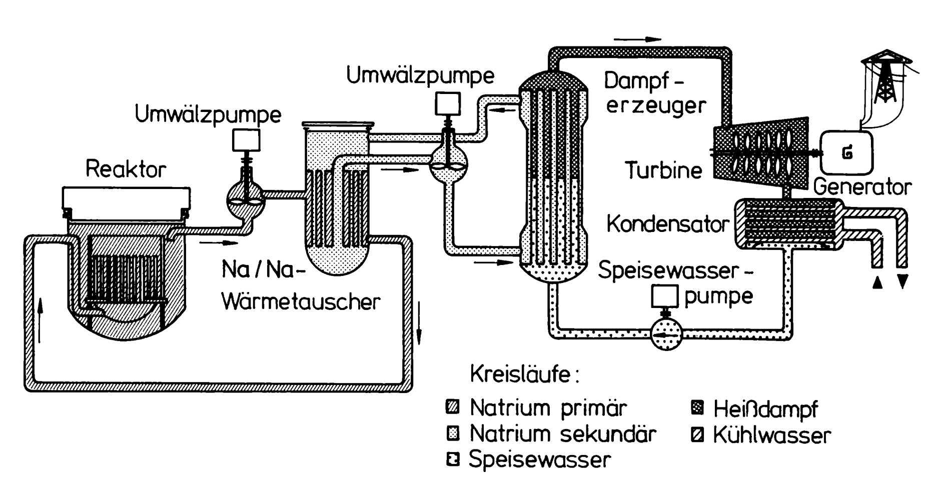


Abbildung 4 Wärmeübertragung im Kernkraftwerk Kalkar

Das in Abbildung 4 dargestellte Wärmeübertragungssystem ist in Schnellbrüter-Kernkraftwerken in Parallelschaltung mehrfach vorhanden, so daß auch bei Ausfall eines solchen Systems die Nachwärmeleistung aus dem Reaktorkern sicher abgeführt werden kann. Das im Bau befindliche 300-MW_e-Kernkraftwerk Kalkar mit dem Schnellen Natriumgekühlten Prototypreaktor SNR 300 hat z. B. drei parallele Wärmeübertragungssysteme, die aus Sicherheitsgründen räumlich voneinander getrennt sind.

8.4. Das Kühlmittel Natrium

8.4.1. Betriebseigenschaften

Seit etwa einem halben Jahrhundert wird Natrium großtechnisch eingesetzt, insbesondere in der Chemie, z. B. zur Herstellung von Antiklopfmittel als Benzinzusatz und von Natronlauge sowie als Bestandteil anderer Chemikalien, so auch in den Waschmitteln. In Europa werden heute pro Jahr etwa 40000 Tonnen an Natriummetall gewonnen, davon allein die Hälfte in der Bundesrepublik. Für die Hersteller ist der Umgang mit Natrium, das in heißer flüssiger Form anfällt, eine gewohnte Technik. Natrium schmilzt bei etwa 110 °C.

Es wird in flüssigem Zustand als Kühlmittel verwendet, weil es ausgezeichnete Kühleigenschaften hat. Große Wärmemengen, die konzentriert auf kleinem Raum freigesetzt werden, können durch Natrium bei hohen Temperaturen praktisch drucklos abgeführt werden. Diese Bedingung der konzentrierten Wärmefreisetzung in einem verhältnismäßig kleinen Raum liegt beim Reaktorkern eines Schnellen Brutreaktors vor. Im folgenden sei zunächst auf die wichtigsten Eigenschaften des Natriums als Kühlmittel im Normalbetrieb eingegangen.

In Tabelle 1 sind die wichtigsten Betriebseigenschaften – teilweise verglichen mit Wasser – zusammengestellt. Das spezifische Gewicht ist mit dem des Wassers vergleichbar. Eine wichtige Eigenschaft ist die Wärmeleitfähigkeit, die bestimmend für den Wärmeübergang ist. Die Wärmeleitfähigkeit des Natriums ist etwa hundertmal größer als die des Wassers. Die Wärmekapazität beträgt etwa ein Drittel der des Wassers.

Tabelle 1 Wichtige Betriebseigenschaften des Natriums

Spezifisches Gewicht	0,7...0,9 kg/l	Etwas leichter als Wasser
Wärmeleitfähigkeit	60 kcal/mh grd 250 kJ/mh grd	Ca. 100mal größer als bei Wasser
Wärmekapazität	0,3 kcal/kg grd 1,25 kJ/kg grd	Etwa $^1/_3$ der von Wasser
Siedepunkt bei Reaktordruck	1000 °C	Abstand zwischen Arbeitstemperatur und Siedepunkt ca. 400 °C
Korrosion (Stahl)	1...5 µm/Jahr	Hängt vom Material, der Reinheit und anderen Betriebsdaten des Natriums ab

Eine weitere wichtige Eigenschaft des Natriums für die technische Seite des Einsatzes ist der sehr hohe Siedepunkt, der unter Atmosphärendruck bei 880 °C liegt, beim Einsatz in Kreislaufsystemen mit einigen bar Überdruck sogar bei 1000 °C. Im Vergleich dazu hat Wasser von 340 °C bereits einen Siededruck von 150 bar, was den primärseitigen Betriebsbedingungen eines modernen Druckwasserreaktors entspricht.

Da im Betrieb eines Schnellen Brutreaktors zum Abtransport der Wärme maximal etwa 600 °C genügen, ergibt sich ein Sicherheitsabstand zwischen dem eigentlichen Betriebspunkt und dem Sieden von etwa 400 °C. Die Bedeutung des hohen Siedepunktes und – damit in engem Zusammenhang – der relativen Drucklosigkeit des Primärkreises kann nicht stark genug betont werden: Ein plötzliches Versagen dieser Primärkreissysteme ist ausgeschlossen. Tritt dennoch ein Leck auf, so führt die entsprechende Druckabsenkung nicht zum Verdampfen des Kühlmittels. Das Natrium läuft vielmehr entsprechend den hydrosta-

tischen Verhältnissen aus. Durch die geometrische Gestaltung des Primärkreises ist dafür gesorgt, daß der Reaktorkern immer mit Natrium bedeckt ist.

Für den Langzeiteinsatz des Kühlmittels Natrium muß noch eine sehr wichtige Voraussetzung erfüllt sein, nämlich eine hohe Korrosionsbeständigkeit der Werkstoffe, die mit diesem Kühlmittel in Berührung gelangen. Hierfür kommen überwiegend nichtrostende Stähle in Betracht, vorzugsweise austenitische Stähle, und an manchen Stellen auch warmfeste ferritische Stähle. Unter technisch leicht erreichbaren Reinheitsbedingungen ist Natrium gut verträglich mit den Werkstoffen, aus denen die Wärmeübertragungssysteme gefertigt werden. Die übliche Korrosionsrate liegt zwischen 1 und 5 µm/Jahr.

8.4.2. Verhalten bei Störfällen

Die wichtigsten sicherheitsrelevanten Eigenschaften des Natriums, die bei Störfällen von Bedeutung sind, zeigt Tabelle 2. Zwei Reaktionen sind von besonderer Bedeutung: Die Reaktionen von Natrium mit Luft und Wasser.

Am Beispiel der Natrium-Versuchsanlagen im Kernforschungszentrum Karlsruhe, in denen etwa acht Tonnen Natrium enthalten sind, sei dargelegt, wie Natriumanlagen gegen mögliche Natriumbrände an Luft geschützt werden. Der Boden unter Natrium-Versuchsanlagen ist durchgehend mit Auffangwannen bedeckt. Die Auffangwannen werden mit perforierten Abdeckblechen abgedeckt, deren Wirksamkeit anhand eines Versuches demonstriert wurde. 200 kg Natrium von 600 °C wurden auf die Abdeckbleche geschüttet. Das Natrium floß sofort in die Wannen ab, nur der anhaftende Rest verbrannte. Durch den geringen Zutritt von Luft in die Wannen verlief die Reaktion unter der Abdeckung so schwach – was auch an der geringen Rauchentwicklung erkennbar war –, daß das Natrium nach einiger Zeit in der Wanne erstarrte. Es konnte dann in fester Form entfernt werden. Das System arbeitet ohne aktiven Eingriff von außen.

Mit Wasser reagiert Natrium recht heftig. Die Reaktionsgeschwindigkeit hängt, ähnlich wie bei anderen chemischen Reaktionen, von der Geschwindigkeit der Vermischung des Natriums mit dem Wasser ab. Die Wärmefreisetzung erreicht etwa zwei Drittel der des Natriumbrandes an Luft. Entscheidend ist jedoch nicht die dabei freiwerdende Wärme, sondern vielmehr die Bildung von Wasserstoff. So werden bei einer Natrium-Wasser-Reaktion je Kilogramm ca. 500 Normliter Wasserstoff frei. Ein bekanntes Schulexperiment demonstriert die Natrium-Wasser-Reaktion, indem ein Stückchen festes Natrium ins Wasser geworfen wird. Bei diesem Schulexperiment kann sich, im Gegensatz zu den Verhältnissen in der Reaktortechnik, der durch die Natrium-Wasser-Reaktion gebildete Wasserstoff sofort mit Luft

Tabelle 2 Natriumeigenschaften in Störfallsituationen

Reaktionswärme	2500 kcal/kg 10500 kJ/kg	Bei der gleichen Menge Benzin wird etwa die 4fache Wärmemenge frei
Siedepunkt	850...1000 °C	Bei Benzin liegt der Siedepunkt bei 80 °C
Verdampfungswärme	1000 kcal/kg 4180 kJ/kg	Verdampfungswärme bei Natrium 12mal höher als bei Benzin
Reaktion Na-Wasser	1500 kcal/kg 6100 kJ/kg	Entsteht Wasserstoff, ca. 500 Nl/kg Natrium (benötigt 0,4 kg H_2O)
Sonstige Reaktionen	—	Na reagiert mit verschiedenen Betonsorten

vermischen und ein Knallgasgemisch bilden, das sich nach einiger Zeit selbst entzündet. Dies erweckt den Eindruck, die Natrium-Wasser-Reaktion sei explosionsfähig, während in Wirklichkeit das Knallgasgemisch die Explosionsfähigkeit bedingt. In Natrium-Kühlsystemen ist Luft grundsätzlich nicht vorhanden, so daß der Wasserstoff unschädlich bleibt.

Bei einem Leck der Wasserdampfrohre im Dampferzeuger oder Überhitzer können Wasser bzw. Wasserdampf ins Sekundärnatrium fließen. Bei einem größeren Leck würde die Natrium-Wasser-Reaktion in dem betroffenen Sekundärsystem durch den dabei entstehenden Wasserstoff bzw. Wasserdampf zu einem schnellen Druckaufbau führen. Das Natriumsekundärsystem ist für diesen Störfall ausgelegt, es hält einem kurzzeitigen Druckaufbau stand. Ein längerfristiger Druckaufbau wird durch das Druckentlastungssystem verhindert: auf der Natriumseite der Verdampfer bzw. Überhitzer sind Berstscheiben in Rohrleitungen zur Druckentlastung angebracht, die bei Erreichen eines bestimmten Druckes die Rohrleitungen freigeben. Diese Berstscheiben sind in der chemischen Industrie seit Jahrzehnten erprobte Sicherheitselemente. Die Rohrleitungen führen die Reaktionsprodukte der Natrium-Wasser-Reaktion, ein Gemisch aus Natrium, Wasser und Wasserstoff, in einen unter Schutzgas stehenden Abscheider ein. Dort werden im wesentlichen Natriumreste und der Wasserstoff abgeschieden und der Wasserstoff nach außen abgeblasen, wo er verbrennt. Die Dampferzeugungsleistung eines jeden Systems ist aufgeteilt auf drei parallele Verdampfer und drei parallele Überhitzer.

8.5. Die nukleare Sicherheit Schneller Brutreaktoren

8.5.1. Das Barrierenprinzip

Als die wesentliche Aufgabe der sicherheitstechnischen Auslegung von Kernkraftwerken ist sicherzustellen, daß radioaktive Substanzen, die sich im Innern der Anlage befinden, auch bei Störfällen weder in unkontrollierter Weise noch in unzulässigen Mengen in die Außenwelt gelangen. Zur Lösung dieser Aufgabe wird eine in der Technik häufig benutzte Methode angewendet: das Radioaktivitäts-Inventar wird durch mehrere hintereinanderliegende „Barrieren" im Kraftwerk eingeschlossen (vgl. auch Kapitel 3).

Das Barrierenprinzip wird in Abbildung 5 am Beispiel des SNR-300 gezeigt. Spaltprodukte und Actiniden entstehen im Kernbrennstoff, der selbst ein beträchtliches Rückhaltevermögen besitzt. Der Kernbrennstoff ist in Hüllrohre eingeschweißt, die eine erste gasdichte Barriere gegen das Entweichen der radioaktiven Stoffe bilden. Eine zweite, ebenfalls gasdichte Barriere wird durch den Reaktortank und das primäre Kühlsystem sowie das in ihnen befindliche Natrium gebildet, das einen großen Teil der durch eventuelle Lecks aus dem Kernbrennstoff in das Natrium entwichenen Spaltprodukte chemisch bindet. Weitere Barrieren sind die Räume des sogenannten inneren und äußeren Containments, also die Betonwände des Reaktorgebäudes, die mit Stahlblechen gasdicht ausgekleidet sind.

Eine letzte Barriere bildet der Luftspalt zwischen der Betonwand des äußeren Containments und dem gasdichten Stahlblechbehälter, der diese umgibt. Gebläse, die die Luft ständig absaugen, halten den Luftspalt auf Unterdruck.

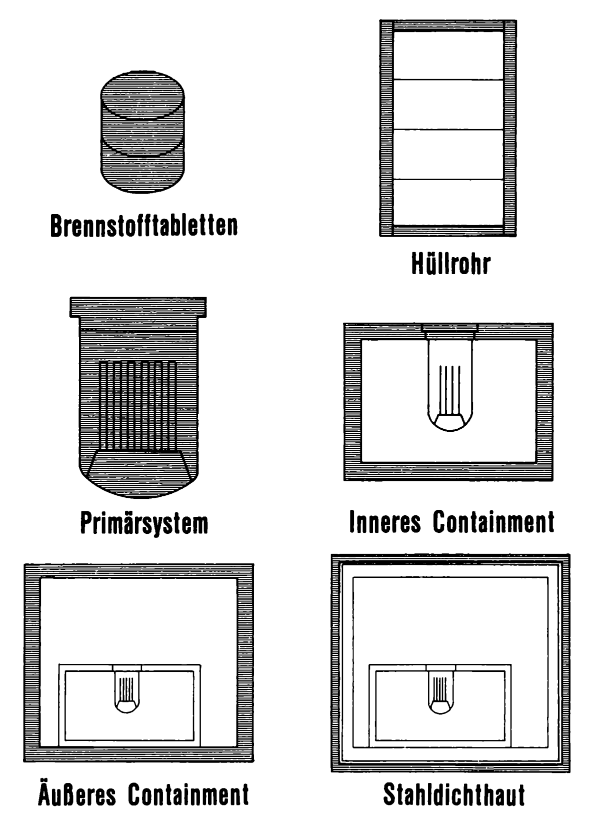


Abbildung 5 Sicherheitsbarrieren eines Natriumbrüters

Diese mehrfachen Barrieren garantieren, daß weder im Normalbetrieb noch unter Störfallbedingungen unkontrollierte oder unzulässige Aktivitätsfreisetzungen möglich sind. Zur Vermeidung von Störfällen sind darüber hinaus besondere Sicherheitsmaßnahmen vorgesehen.

8.5.2. Sicherheitsmaßnahmen

Sicherheitsmaßnahmen lassen sich allgemein in zwei Kategorien aufteilen: in präventive, das heißt vorbeugende Maßnahmen und in Containmentmaßnahmen, das heißt Maßnahmen zum Einschluß radioaktiver Stoffe innerhalb des Kraftwerks nach einem Störfall.

Präventive Maßnahmen sind Maßnahmen und Einrichtungen, die verhindern, daß sich eine auftretende Betriebsstörung zu einem größeren Störfall entwickelt und damit zur Gefährdung einer Barriere führt. Dafür sind vor allem zwei Bedingungen zu erfüllen:

- Der Reaktor muß jederzeit und aus jeder Situation heraus sicher und zuverlässig abzuschalten sein.

- Die sichere Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkern muß auch nach der Abschaltung jederzeit gewährleistet sein.

Containmentmaßnahmen sind aktive und passive Maßnahmen, die die Folgen von Störfällen mildern oder auf das Innere des Reaktors begrenzen. Im wesentlichen bestehen diese Maßnahmen darin, daß die Barrieren aufgrund ihrer Konstruktion den Störfallfolgen standhalten; es handelt sich somit um passive Maßnahmen. Wie später noch dargelegt wird, werden jedoch auch aktive Maßnahmen zur Beherrschung von Störfällen getroffen.

8.5.3. Präventive Maßnahmen beim SNR-300

Die Aufgabe der präventiven Maßnahmen ist es, Störfälle in einem möglichst frühen Stadium zu entdecken und so zu beenden, daß keine wesentliche Belastung des Containmentsystems auftritt. Zur Erfüllung dieser Aufgabe dient eine Vielzahl von Sicherheitseinrichtungen, deren Beschreibung im einzelnen hier allerdings zu weit führen würde.

Die beiden oben genannten Bedingungen sind besonders wichtig und werden hier am Beispiel des SNR-300 detailliert diskutiert. Aus ihnen folgen als wichtigste Präventivmaßnahmen:

- die Abschaltsysteme und
- die Nachwärmeabfuhrsysteme.

Abschaltsysteme

Abbildung 6 zeigt, daß der SNR-300 zwei völlig getrennte und in ihrem Aufbau unterschiedliche Abschaltsysteme besitzt. Die Absorberstäbe des sogenannten Erstabschaltsystems befinden sich oberhalb des Reaktorkerns. Sie fallen bei Bedarf durch Schwerkraft

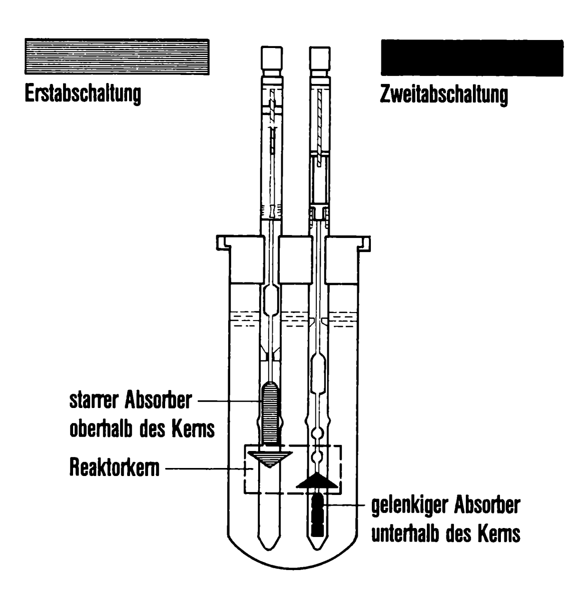


Abbildung 6 SNR-Abschaltsysteme

in den Reaktorkern. Falls dieses System versagt, was sehr unwahrscheinlich ist, wird das sogenannte Zweitabschaltsystem angeregt. Die Absorberstäbe dieses Systems befinden sich unterhalb des Reaktorkerns und werden durch vorgespannte Federn in den Kern hineingezogen. Die Absorberstäbe des Zweitabschaltsystems sind gelenkig ausgeführt, um auch noch in einen eventuell verformten Reaktorkern eingezogen werden zu können. Jedes Abschaltsystem ist für sich in der Lage, den Reaktor allein abzuschalten. Man bezeichnet dies als Prinzip der *Redundanz.* Die Systeme sind, wie erläutert, auch in ihrem Aufbau unterschiedlich. Dies wird als Prinzip der *Diversität* bezeichnet.

Für die Gewährleistung der Abschaltsicherheit wurde ein beträchtlicher Aufwand getrieben. Das Versuchsvolumen für den SNR-300 umfaßte unter anderem mehr als 10000 Abschaltungen und 3 bis 4 Mio. Regelspiele. Zur Abschaltung aus jedem beliebigen Betriebszustand genügt das Hineinfallen eines der insgesamt zwölf Abschaltelemente. Ein vollständiges Versagen der Abschaltung muß daher als eine gedankliche Hypothese angesehen werden, der jede technische Glaubwürdigkeit fehlt.

Nachwärmeabfuhrsysteme

Abbildung 7 zeigt die zwei Vorrichtungen der Nachwärmeabfuhr (NWA), die in die Hauptkreisläufe für die normale Wärmeabfuhr eingebaut sind. Zunächst kann die Nachwärme über die im Normalbetrieb verwendeten Pumpen, Rohrleitungen und Wärmetauscher abgeführt werden. Die Nachwärme wird im Wasser/Dampf-System unter Umgehung der Turbine direkt in den Hauptkondensator abgeführt. Eine sichere Nachwärmeabfuhr ist gewährleistet, wenn dieses System in einem der drei parallelen Hauptkreise zur Verfügung steht. Sollten die Systeme aller drei Hauptkreise ausfallen – dies ist denkbar, wenn zum Beispiel die externe Versorgung mit Kühlwasser unterbrochen würde, was jedoch extrem unwahrscheinlich ist – so steht für die Nachwärmeabfuhr über die Hauptkreise ein spezielles NWA-System mit eigenem Kondensator und eigener interner Kühlwasserversorgung zur Verfügung.

Eine dritte Möglichkeit – nur für den Notkühlfall gedacht – ist durch ein direkt in den Reaktortank eingebautes Tauchkühlersystem gegeben, das die Nachwärme über einen eige-

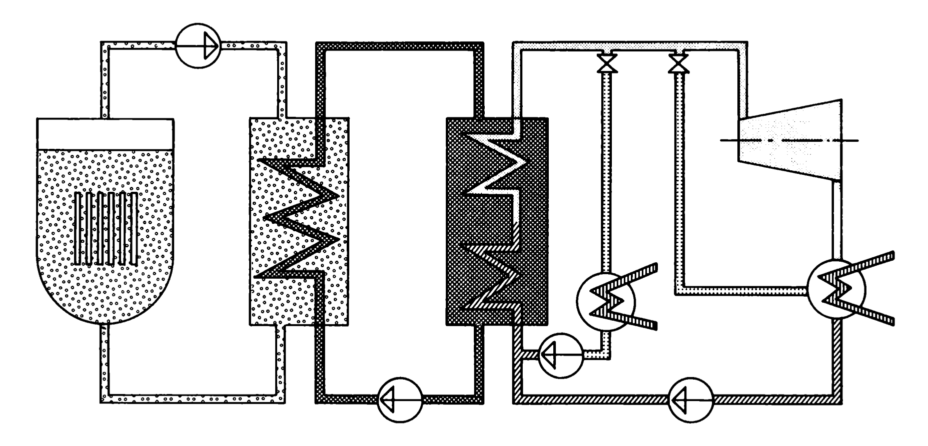


Abbildung 7 Nachwärmeabfuhr beim SNR 300

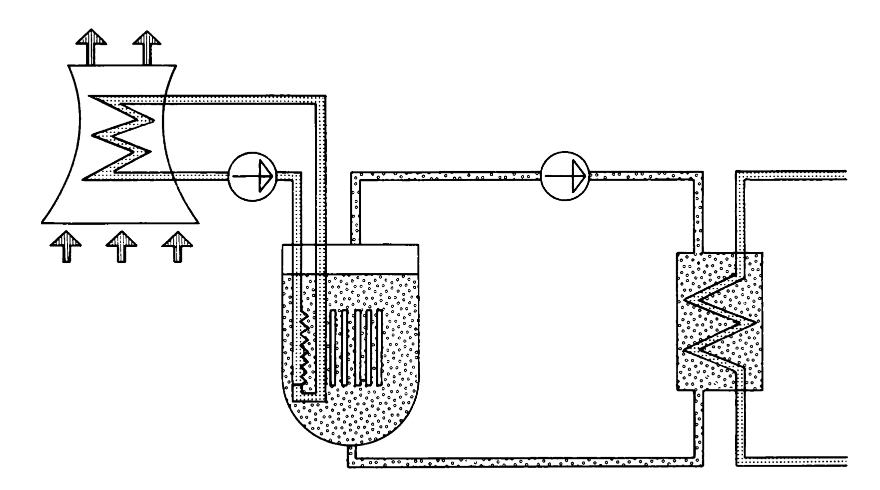


Abbildung 8 Notkühlung beim SNR 300

nen Natriumkreislauf und mittels eines Luftkühlers an die Umgebung gibt. Abbildung 8 zeigt diese Tauchkühlvorrichtung. Dieses Kühlsystem ist auch dann noch funktionsfähig, wenn aus irgendeinem Grund der Natriumspiegel im Reaktortank soweit abgesunken sein sollte, daß die Hauptkreise nicht mehr funktionsfähig sind. Auch hier sind die Prinzipien der Redundanz und der Diversität zugrunde gelegt. Die Ausfallwahrscheinlichkeit liegt bei einem statistischen Wert von kleiner als 10^{-6} (das heißt, im Mittel ein einmaliges Versagen bei mehr als einer Million Anforderungen). Eine erst kürzlich durchgeführte Studie zeigt darüber hinaus, daß selbst bei dem Ausfall der aktiven Komponenten sämtlicher Wärmeübertragungssysteme noch so viel Wärme durch Natrium-Naturumlauf in den Hauptkreisen abgeführt wird, daß die Sicherheitsbarrieren intakt bleiben. Der Reaktorkern kann nach Beheben der Störung wieder in Betrieb genommen werden.

8.5.4. Containmentmaßnahmen beim SNR-300

Wie bereits gesagt, hat der Schnelle Natriumgekühlte Brüter ein Natrium-Niederdruckkühlsystem mit sehr guten Kühleigenschaften. Das Containmentsystem ist dadurch in der Lage, Störfälle aus dem Innern der Reaktoranlage zu beherrschen, auch solche, die gravierend sind (aber eine extrem geringe Eintrittswahrscheinlichkeit aufweisen). Zu einer mechanischen Belastung des Containmentsystems kann es durch gewaltsame Einwirkung von außen oder im Verlauf eines schwerwiegenden Störfalls aus dem Innern der Reaktoranlage kommen. Der Schutz gegen Einwirkung von außen ist bereits in Kapitel 3 dargestellt und soll hier nicht diskutiert werden. Die dafür verwendeten Sicherheitsvorkehrungen sind bei dem Schnellen Brüter in Kalkar den bei anderen Kernkraftwerken verwendeten recht ähnlich.

Ein schwerwiegender Störfall, der zu einer ernsten Belastung des Containmentsystems führte, könnte nur dann auftreten, wenn mit einer Störung – zum Beispiel dem Versagen aller Hauptkühlmittelpumpen – auch die präventiven Maßnahmen – das heißt in diesem

Fall beide Abschaltsysteme – versagen. Da die Wahrscheinlichkeit für einen solchen Störfall extrem klein ist, wird auch ein derartiger Störfall gewöhnlich als „hypothetisch" bezeichnet. Für die Auslegung des Containmentsystems wird im Rahmen des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens das Auftreten eines Störfalls dieser Art jedoch unterstellt, und es wird gefordert, daß seine Folgen sicher innerhalb der Reaktoranlage beherrscht werden.

Zur Veranschaulichung des extremsten Störfallablaufes, der als sogenannter Bethe-Tait-Störfall bekannt ist, geht man zunächst von der Annahme aus, daß sämtliche Hauptkühlmittelpumpen gleichzeitig ausfallen und beide Abschaltvorrichtungen gleichzeitig versagen. Da dann der Kühlmitteldurchsatz im Reaktorkern nicht mehr ausreicht, die entstehende Wärme abzuführen, käme es im Reaktorkern zu Temperatursteigerungen und örtlich schließlich zum Sieden des Natriums. Das Natriumsieden bewirkt über den Blasen-Effekt eine Reaktivitäts- und damit eine Leistungssteigerung. Letztlich ist eine Leistungsexkursion denkbar, in deren Verlauf der Reaktorkern teilweise oder ganz zerstört würde. Die vom Containmentsystem zu beherrschenden Folgen eines solchen Störfalls sind:

- die freigesetzte thermische und mechanische Energie,
- große Mengen geschmolzenen Kernbrennstoffs, der auch weiterhin Wärme erzeugt, sowie
- im Containmentsystem freigesetzte Spaltprodukte und Aerosole, die die eigentliche radiologische Gefahr darstellen.

Der Reaktortank und der Primärkreis des SNR 300 sind so konstruiert, daß sie der freigesetzten mechanischen Energie mit Sicherheit standhalten. Grundlage der Auslegung ist eine mechanische Belastung von 370 Megawattsekunden (MWs). Die als wahrscheinlich berechnete Energie liegt jedoch unterhalb dieses Auslegungswertes. Nur bei Verwendung extrem pessimistischer Annahmen lassen sich 370 MWs errechnen.

Ein intakter Reaktortank und Primärkreis bedeuten aber auch, daß der geschmolzene Brennstoff im Reaktortank weiterhin gekühlt werden kann. Die bereits erwähnten Tauchkühler des Notkühlsystems sind so ausgelegt, daß sie auch nach einem Bethe-Tait-Störfall funktionsfähig bleiben. Da bei heutigem Wissensstand noch nicht mit letzter Sicherheit auszuschließen ist, daß geschmolzener Kernbrennstoff den Reaktortank durchschmilzt und damit die Primärkreis-Integrität zerstört, hat der SNR 300 eine letzte Möglichkeit zur Kühlung des Kernbrennstoffes in Form einer dicht unterhalb des Reaktortanks liegenden Kühleinrichtung. Abbildung 9 zeigt diese Konstruktion; sie wird als core catcher (sog. Bodenkühleinrichtung) bezeichnet. Diese Kühleinrichtung soll den geschmolzenen Reaktorkern auffangen und bis zum Erkalten kühlen. Sie ist wie ein Behälter ausgeführt. Die Wände sind mit natriumbeständigem Isoliermaterial ausgekleidet. Ihre Außenseiten werden mit Stickstoff gekühlt. Der Boden des Behälters ist mit einer Schutzschicht aus einem extrem temperaturbeständigen Material bedeckt, die den hohen Temperaturen des geschmolzenen Kernbrennstoffes standhält. Zusätzlich wird der Boden durch eingebaute Kühlschlangen mit Natrium/Kalium gekühlt, so daß der Kernbrennstoff auch über längere Zeit sicher gekühlt werden kann. Ein Durchschmelzen durch dieses Containmentsystem, das heißt durch das Bodenfundament des Reaktorgebäudes in die umgebende Erde, ist ausgeschlossen.

Das Containmentsystem hat die Rückhaltung der Aerosole und der radioaktiven Edelgase sicherzustellen. Im bisherigen Verlauf des Störfalls wurde angenommen, daß die beiden ersten gasdichten Barrieren – das sind die Hüllrohre der Brennstäbe im Reaktorkern und das

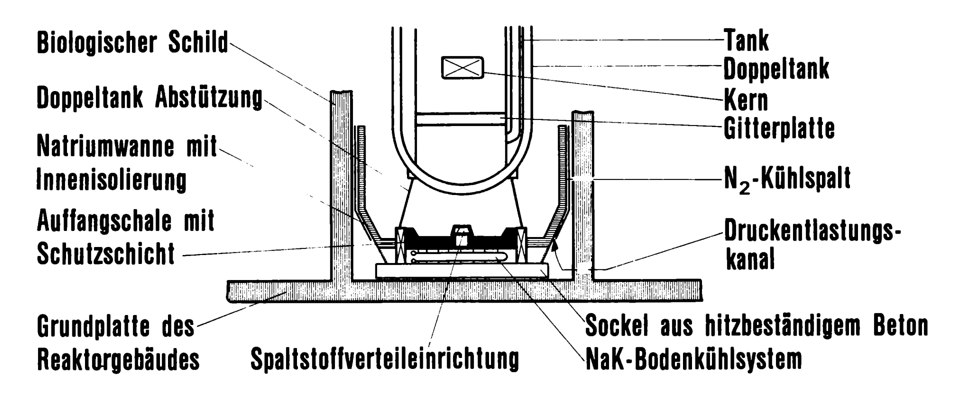


Abbildung 9 SNR Core Catcher (Bodenkühleinrichtung)

Primärsystem – zerstört werden. Es bleiben als Barrieren die Betonwände des inneren und äußeren Containments sowie der alles umgebende gasdichte Stahlmantel mit dem Unterdruckspalt (siehe Abbildung 5).

Der Spalt zwischen äußerem Containment und dem Stahlmantel wird auf Unterdruck gehalten, um Leckagen von außen wie Leckagen durch die äußere Betonwand des äußeren Containments aufzufangen und in das Reaktorgebäude zurückzuführen. Dadurch wird sichergestellt, daß radioaktive Stoffe, die bis in den Spalt gelangt sind, nicht unkontrolliert in die Umgebung der Reaktoranlage gelangen können. Erst nach etwa zehn Tagen Unterdruckspalt-Betrieb wird es wegen des damit verursachten Druckaufbaus innerhalb des Reaktorgebäudes notwendig, das Zurückpumpen einzustellen und die Luft im Reaktorgebäude über Filter kontrolliert an die Außenwelt abzugeben. Infolge der bis dahin durch Abkling- und Ablagerungsvorgänge sowie durch die Rückhaltetechniken stark verringerten Radioaktivität in der Abluft liegt selbst in diesem extremen Fall die radiologische Belastung unter den gesetzlich zugelassenen Werten.

8.6. Bau- und Betriebserfahrungen

An der Entwicklung Schneller Brutreaktoren beteiligen sich zahlreiche Industriestaaten seit vielen Jahren, die Bundesrepublik Deutschland seit 1960. Deutschland führt sein Projekt seit 1967 gemeinsam mit Belgien und den Niederlanden durch.

Im Jahre 1978 ging das erste deutsche Versuchs-Kernkraftwerk mit natriumgekühltem Schnellen Reaktor in Karlsruhe auf dem Gelände des Kernforschungszentrums in Betrieb: die KNK-II-Anlage mit 20 MW_e. Diese Anlage hatte nach verschiedenen Umbauarbeiten eine zentrale Kernzone mit Schnellneutronenspektrum erhalten und wird in Zukunft vor allem der Erprobung von Schnellbrüterreaktor-Brennelementen, Natriumkreislaufkomponenten und der Instrumentierung dienen.

1973 hat in Kalkar der Bau des schon erwähnten Brüter-Prototyp-Kraftwerks SNR 300 von 300 MW_e begonnen. Die bisherigen Pläne sehen die Übergabe an den Betreiber der Anlage 1983 vor. In der Sowjetunion, England und Frankreich erzeugen Prototyp-Reaktoren dieser

Größenordnung, aber etwas anderer Bauart, bereits seit einigen Jahren Energie. Allgemein zeigen bisherige Betriebserfahrungen im Prototypmaßstab, daß natriumgekühlte Brüter technisch realisierbar sind.

Schwierigkeiten sind in den letzten Jahren fast nur außerhalb des Reaktorkerns im „konventionellen" Anlagenbereich, insbesondere an Na/Na-Zwischen-Wärmetauschern und Dampferzeugern, aufgetreten und haben sich als überwindbar erwiesen. Erfahrungsgemäß lassen sich Schäden beim Kraftwerksbetrieb weitgehend vermeiden, wenn man Großkomponenten vor der eigentlichen Inbetriebnahme zunächst außerhalb des Kernkraftwerks testet. Hierzu liefern die großen industriellen Versuchsstände – z. B. in Bensberg bei Köln und in Hengelo (Niederlande) – wesentliche Beiträge, wo solche Komponenten in voller Größe durch Dauertests mit Natrium erprobt werden. Diese Testserien haben z. B. gezeigt, wie wichtig strenge Qualitätskontrollen für die Tausende von Schweißstellen an Dampferzeugern sind, damit Na-Wasser-Reaktionen in ihnen vermieden werden.

In der Sowjetunion und Frankreich sind derzeit nicht nur Prototypanlagen in Betrieb, sondern außerdem Demonstrationsbrüter von 600 bzw. 1200 MW_e im Bau. Der französische Demonstrationsbrüter Super-Phénix mit 1200 MW_e Leistung ist gemeinsam von Elektrizitätsversorgungsunternehmen Frankreichs, Italiens, Deutschlands, Belgiens und Hollands in Auftrag gegeben worden und seit 1977/78 im Bau.

Im Juli 1977 wurden Verträge abgeschlossen, die zu einer weitgehenden Integration der deutschen und der französischen Schnellbrüterarbeiten führen sollen – sowohl auf der Ebene der Kernforschungszentren und der Herstellerindustrie als auch der Stormversorgungsunternehmen.

8.7. Zusammenfassung

Schnelle Brutreaktoren bieten die Möglichkeit, die Energievorräte der Erde um ein bis zwei Größenordnungen zu vermehren. Schnelle Brutreaktoren sind bis jetzt die einzige Technologie, die sich bereits in der großtechnischen Erprobung befindet, mit dem Potential, langfristig große Energiemengen bereitzustellen. Ein ähnlich hohes Potential ergibt sich bei der Kernfusion, deren prinzipielle Machbarkeit aber noch bewiesen werden muß (siehe Kapitel 16).

Im nationalen Bereich bietet dieses Reaktorkonzept die Chance, in ca. 50–70 Jahren unabhängig von fremden Uranlieferungen zu werden. Aus den bisherigen Bau- und Betriebserfahrungen kann abgeleitet werden, daß Schnelle Brüter großer Leistung gebaut und sicher betrieben werden können.

Literatur

Rütten, H.J., Lee, C.E., Teuchert, E.: The Pebble-Bed HTR as a Net-Breeding Reactor System. Kernforschungsanlage Jülich, Jül-1521, Juli 1978

Schnelle Brutreaktoren In: Zur friedlichen Nutzung der Kernenergie. Eine Dokumentation der Bundesregierung. Herausgeber: BMFT, Bonn, 1977, S. 119–127

Traube, K.: Internationale Brutreaktor-Entwicklung. Atomwirtschaft, Bd. 21 (1976), S. 471

Hennies, H.H., Brandstetter, A.: Stand und Aussichten des Schnellen Brüters in der Bundesrepublik Deutschland. Atomwirtschaft, Bd. 22 (1977), S. 199
Brandstetter, A.: Stand der Schnellbrüterentwicklung. Atomwirtschaft, Bd. 22 (1977), S. 477
Watzel, G.: Wie arbeitet der Schnelle Brüter? Werkzeitschrift „RWE-Verbund" Heft 82/83, RWE, Essen 1973
Streit um eine neue Technologie – Schneller Brüter? Millionen verplant? Bild der Wissenschaft, 1974
Matthöfer, H. (Hrsg.): Schnelle Brüter Pro und Contra. Reihe: Argumente in der Energiediskussion. Neckar-Verlag, Villingen 1977
Däunert, U., Kessler, G.: Status and Program of Development of the Fast Breeder Reactor System in the Federal Republic of Germany. Proc. Int. Conf. on Nucl. Power and its Fuel Cycle, 2.–13. 5. 77 Salzburg. IAEA, Wien 1977, Vol. I, S. 455
Hüper, R.: Brüterentwicklung – Fortschritt in Europa und Japan, Grundsatzdiskussion in den USA. Atom und Strom, Jg. 23 (1977), S. 81
Huber, F., Menzenhauer, P., Peppler, W., Till, W.: Verhalten von Natriumbränden und Erprobung von Schutzsystemen. Kernforschungszentrum Karlsruhe, KFK 1970, April 1974
DeBeNeLux-SNR 300. Atomwirtschaft, Juli 1972, S. 363–384
Hübel, H.J.: The Safety Related Criteria and Design Features for SNR. Proceedings of the Fast Reactor Safety Meeting, Beverly Hills, April 2–4, 1974. CONF-740401 P2, p. 3–28
Kugler, E. und Wiesner, S.: Licensing Aspects in the Verification of the SNR 300 Design Concept Against Hypothetical Accidents. International Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, Oct. 5–6. CONF-761001, p. 24–33
Traube, K.: Safety Design of SNR 300. International Meeting on Fast-Reactor Safety and Related Physics, Chicago, Oct. 5–6. CONF-761001, p.84–99
Morgenstern, F.H. et al: The Decay Heat Removal Concept of SNR 300. International Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, Oct. 5–6. CONF-761001, p.442–451
Oeynhausen, H. et al.: Design Requirements for the SNR-300 Containment System. International Meeting on Fast Reactor Safety and Related Physics, Chicago, Oct. 5–6. CONF-761001, p.452–462
Vossebrecker, H.: Verhalten des SNR-300 bei völligem Versagen der Nachwärmeabfuhr. Atomwirtschaft, Bd. 22 (1977), S. 467
Friedrich, H.I.: Die Bodenkühleinrichtung des SNR-300. Reaktortagung 29. 3.–1. 4. 1977, Mannheim. Deutsches Atomforum, Bonn 1977

9. Plutonium – Eigenschaften und Möglichkeiten

W. Stoll
ALKEM GmbH, Hanau

9.1. Einleitung

Von den Kritikern der Kernenergie wird oft behauptet, der Umgang mit Plutonium bringe sowohl in der Qualität wie auch in der Quantität ganz neue, mit den gewohnten ganz unvergleichliche Gefahren und Risiken mit sich. Um zu diesen Behauptungen Stellung zu nehmen, ist es notwendig, die radiotoxischen Eigenschaften des Plutoniums und die Möglichkeit seines Mißbrauchs – auch im Bereich der Kritikalität – zu analysieren und den wirksamen und erprobten Methoden zur Sicherung sowohl in der Verarbeitung als auch bei Zwischenfällen gegenüber zu stellen. Die weitgehend unfallfreie Hantierung von Plutonium in der Vergangenheit sollte Anlaß genug sein, sich auch in der Öffentlichkeit nüchtern mit Potential und Gefahren auseinanderzusetzen und weltweit gezielt die jeweils zugängliche Plutoniummenge zu minimieren, indem man es in Reaktoren zurückführt. Andererseits zwingt der geringe Anteil von spaltbarem U-235 im natürlichen Uran zur Nutzung des Uran-238 über das daraus erbrütete Plutonium. Diese Situation ist vor allem für Länder von Bedeutung, die nicht besonders reich an Uranvorkommen sind.

Im Gegensatz dazu haben sich in den letzten Jahren in Ländern, wo dies für die nationale Energiesituation nicht schädlich ist, Denkweisen zum Brennstoffkreislauf herausgebildet, die Plutonium als Option für sich und damit bewußt beispielgebend für andere ausschließen wollen. Grundlage für diese Denkweisen sind zum Beispiel die Fox-Studie [1] in Australien, der Flowers-Report [2] in England, und die Ford-Foundation-Studie [3] als Spiegelbild der Grundzüge der kanadischen, US-amerikanischen und australischen Politik, wie sie auch in INFCE[1]) deutlich wird.

9.2. Die Rolle des Plutoniums im Kernbrennstoffkreislauf

Über die Menge der zu vertretbaren Preisen und unter erträglicher Umweltbelastung aus der Erdkruste gewinnbaren natürlichen Urans gibt es widersprüchliche Aussagen. Gleichgültig, ob die Uranvorräte noch 30 oder vielleicht 300 Jahre ausreichen, um den Bedarf der Kernenergie zu decken, bleibt es doch recht unbefriedigend, wenn man berücksichtigt, daß

[1]) INFCE, International Nuclear Fuel Cycle Evaluation (Internationale Konferenz zur Bewertung des nuklearen Brennstoffkreislaufs)

aus einem Gramm U-235 eine Energie von 23000 kWh gewonnen werden kann, daß aber im Leichtwasserreaktor nur jedes 200. Uranatom Energie liefert und dieses wiederum bergmännisch aus dem tausendfachen Erzgewicht gewonnen wird.

Schon im Leichtwasserreaktor (LWR) wird aber bekanntlich die Energiebilanz dadurch wesentlich verbessert, daß das (durch Neutroneneinfang und nachfolgendem zweimaligen β-Zerfall) aus U-238 gebildete Pu-239 bei seiner nachfolgenden Spaltung etwa 1/3 der insgesamt aus dem Brennstoff gewinnbaren Wärmeenergie liefert. Beim Schwerwasserreaktor (SWR) sind dies gegen Ende des Abbrandes sogar über 50% [4]. Im Brutreaktor (SBR) schließlich erlaubt der wiederholte Einsatz des Uran-238 im schnellen Neutronenfluß einen vollständigen Umsatz, so daß selbst unter Abzug der im Brennstoffkreislauf erwarteten Materialverluste das Uran etwa 70mal mehr Energie liefert, als seinem ursprünglichen U-235-Gehalt entspricht (Kapitel 4, Abbildung 1).

In allen Fällen kann man allerdings die Energie, die das im abgebrannten Brennstoff enthaltene Plutonium liefert, nur nach dessen Abtrennung von den Spaltprodukten, d. h. nach der Wiederaufarbeitung, sinnvoll gewinnen. Daraus ergibt sich, daß eine rationelle Nutzung der Kernenergie zwangsweise an den Umgang mit Plutonium gekoppelt ist.

9.3. Der offene Brennstoffkreislauf

Der Begriff „offener Brennstoffkreislauf" trägt den Widerspruch in sich. Er beleuchtet daher nicht ohne Zusammenhang auch die gegenwärtige Kontroverse um die Kernenergie.

In Abbildung 1 wurde versucht, orientiert an der Zeitskala der jeweils etablierten Technologie, die bestimmenden Plutoniumströme aufzuzeigen. Danach eignet sich der Gas-Graphitreaktor mit Brennelementen aus Uranmetall schon wegen seiner Ausrichtung auf die

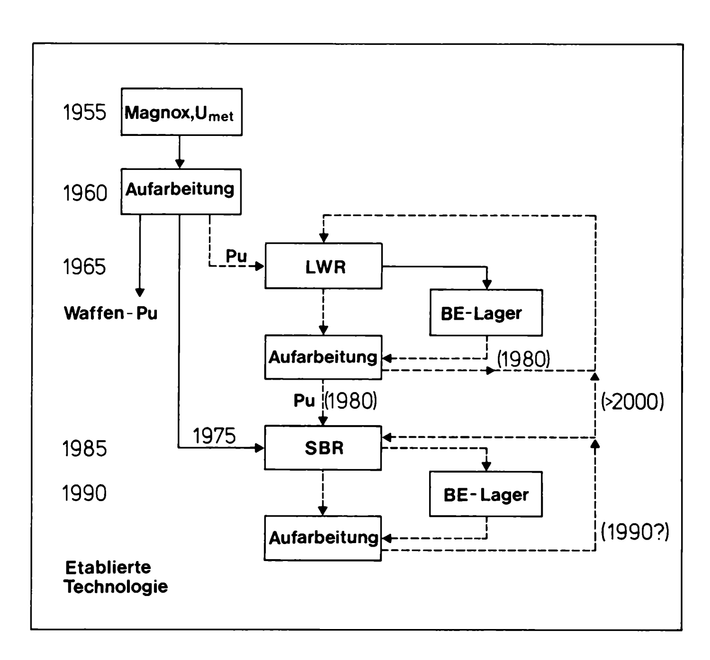


Abbildung 1
Zeitliche Entwicklung verschiedener Arten der Plutonium-Erzeugung und -Verwendung

Gewinnung von Plutonium als Waffenmaterial nicht zur wirtschaftlichen Schließung des Kreislaufes.

Daneben entstand in der westlichen Welt – in den USA, der Bundesrepublik Deutschland und Japan – eine in sich geschlossene friedliche Leichtwasserreaktor-Technologie, deren Kreislauf im Prinzip geschlossen werden kann. Die Kernenergieprogramme Großbritanniens und Frankreichs sahen dagegen ihr Entwicklungsziel im direkten Übergang vom Gas-Graphitreaktor zum Schnellen Brüter (SBR). Die spätere Hinwendung auch zum LWR ändert jedoch letztendlich nichts am Konzept zum Einsatz des Schnellen Brüters.

Dies ist dort mindestens bis in die Demonstrationsphase des Brüters deshalb möglich, weil der Plutoniumüberschuß aus den Magnox-Reaktoren in funktionierenden Aufarbeitungsanlagen abgetrennt und zur Versorgung von einigen Brutreaktoren verwendet werden kann, ohne das Pu aus deren abgebrannten Elementen sofort rückführen zu müssen. Die Schließung des LWR-Kreislaufes dagegen ist nicht nur durch die technischen Schwierigkeiten bei der Aufarbeitung in den bestehenden Anlagen, sondern auch durch den Widerstand gegen die Plutoniumhantierung in den USA im Gefolge der GESMO-Studie [5] und der Politik von Präsident Carter ernstlich behindert.

9.4. Die gegenwärtigen und zukünftigen Plutoniummengen

Aus den bekanntgegebenen Reaktorleistungen der westlichen Welt [6] ergibt sich, daß bis Anfang 1978 etwa 60 t „friedliches Plutonium" in abgebrannten Brennelementen vorgelegen haben muß. Davon stammen 28 t aus dem Uranmetall-Brennstoff der Gas-Graphitreaktoren, von denen 90% in England und Frankreich in Betrieb sind. Da sich diese Elemente nicht lange lagern lassen und die bestehenden Aufarbeitungsanlagen diesen relativ niedrig abgebrannten Brennstoff schon seit Jahren ohne wesentliche Probleme aufarbeiten, müßte diese Menge größtenteils verfügbar sein. Von den rund 25 t Pu dagegen, die im LWR-Brennstoff kommerzieller Reaktoren der USA enthalten sind, wurden durch Aufarbeitung weniger als 3 t verfügbar, da die einzige kommerzielle Aufarbeitungsanlage der Nuclear Fuel Services in West Valley mit einer Kapazität von 300 t pro Jahr nur wenige Jahre in Betrieb war. Andererseits hatte jedoch die ehemalige USAEC bis 1970 alle Brennelemente aus zivilen Reaktoren in ihren Anlagen aus dem Manhattan-Programm aufgearbeitet und aus ihren Beständen Experimente, kritische Anordnungen und sonstige Pu-Verbraucher in USA – und im Rahmen von umfassenden Programmen auch in Europa und Japan – mit Pu versorgt, so daß die Grenze zwischen dem zivilen und militärischen Bereich dort nicht scharf zu ziehen ist (Abbildung 2).

Hierzu kommt eine Menge von 5–10 t, die den veröffentlichten Reaktorleistungen des Ostblocks zuzuordnen ist, und eine nicht bekannte, weltweit mit 300 t abgeschätzte Menge in den verschiedenen Waffenarsenalen, dazu noch 5–9 t, die aus Waffenversuchen mehr oder weniger gleichmäßig über die Erdoberfläche (mit 1 bis 8×10^{-14} Ci/g in der obersten Bodenschicht) verteilt sind.

Aus den derzeit in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken mit einer Kapazität von 100 GW_e[1]) (davon 9 GW_e Gas-Graphit-Reaktoren) entstehen stündlich etwas über 2 kg spaltbares Plutonium[2]) (Pu-fiss), was einem Zuwachs von 18 t Pu-fiss/Jahr entspricht.

[1]) 1 GW (Gigawatt) = 1 Mrd Watt = 1000 MW = 1 Mio kW

[2]) Spaltbar sind die Pu-Isotope Pu-239, Pu-241; nicht spaltbar dagegen Pu-238, Pu-240 (s. Tabelle 1)

Tabelle 1 Jährlich weltweit in den laufenden Kernkraftwerken entstehende Transurane (Stand 1978)

Nuklid	kg	Nuklid	kg
^{237}Np	1 450	^{242}Pu	1080
^{238}Pu	550	^{241}Am	150
^{239}Pu	15 000	^{243}Am	300
^{240}Pu	6 300	^{244}Cm	100
^{241}Pu	3 000		

Angenommener mittlerer Abbrand: 34000 MWd/t, Lagerzeit 2 Jahre

Tabelle 1 zeigt, daß daneben jährlich weltweit in den laufenden Kernkraftwerken auch noch eine Reihe anderer zum Teil technologisch verwertbarer Transurane entstehen.

Wenn 1988 alle derzeit in Bau und Planung befindlichen Kernkraftwerke (~ 360 GW_e) in Betrieb sein werden und dann noch alle Graphit- und D_2O-moderierten Reaktoren laufen,

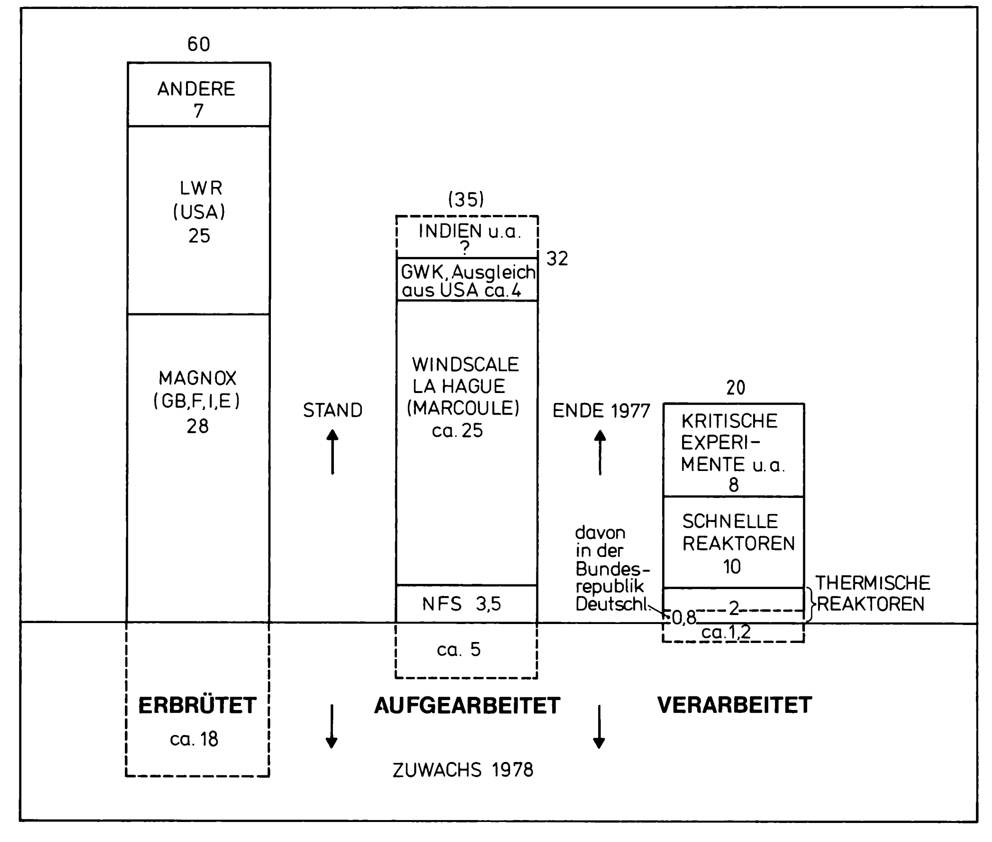


Abbildung 2 Gegenwärtiger Stand der Erzeugung, der Isolierung und des Verbrauchs an spaltbaren Plutonium-Isotopen (Zahlenangaben in t Pu-fiss)

steigt die Pu-Brutrate der westlichen Welt auf 12–15 kg Pu-fiss pro Stunde oder 100–130 t Pu-fiss pro Jahr an.

Sieht man vom Waffeneinsatz ab, so wurde spaltbares Plutonium bisher im wesentlichen zu drei Zwecken verwendet:

1. Kritische Anordnungen und Testbestrahlungen (6 t)
2. Demonstration der Rückführung in thermische Reaktoren (2 t)
3. Schnellbrüterbrennstoff (10 t).

Der Anteil der verschiedenen Plutonium-Isotope am erzeugten Plutonium ist unterschiedlich. Charakterisiert man das Plutonium durch den Gehalt am Pu-239, so wurden in Reaktoren der USA als Nebenprodukt der Waffenfertigung bis 1970 etwa 5 t mit 90% Pu-239 erzeugt, in Gas-Graphitreaktoren (Magnox-Reaktoren) ca. 7,5 t mit 85% Pu-239 und in LWR weniger als 5 t mit 70% Pu-fiss.

Sowohl im Gefährdungspotential als auch in der wirtschaftlichen Bedeutung sind die höheren Isotope dem Pu-239 nachgeordnet, so daß es genügt, zunächst vor allem dieses zu behandeln.

9.5. Der geschlossene Brennstoffkreislauf

Der geschlossene Brennstoffkreislauf definiert jenen Zustand, bei dem im Idealfall außer Wärme bzw. elektrischer Energie und Spaltprodukten nichts aus dem Kreislauf abgegeben wird.

Bei den Spaltprodukten und den hierin verbleibenden Pu-Resten aus der Wiederaufarbeitung hat man sich darauf einzurichten, daß ihre Aktivität erst nach etwa 900 Jahren umschlossener Lagerung auf einen Wert abgeklungen ist, der ein solches Lager etwa mit der Halde eines Uranbergwerks im Strahlenpegel vergleichbar und damit wieder für unsere gewohnte Umwelt akzeptabel macht [7].

Mit dem Leichtwasserreaktor (LWR) ist ein solcher geschlossener Brennstoffkreislauf darstellbar, indem das von den Spaltprodukten abgetrennte Uran mit einer Restanreicherung von 0,6% (Siedewasserreaktor, SWR) bis 0,9% (Druckwasserreaktor, DWR) wieder der Anreicherung zugeführt und das entstandene Plutonium mit Natur-Uran verdünnt und in Form neuer Brennelemente zusammen mit Brennelementen aus angereichertem Uran (etwa im Mengenverhältnis 1:4) wieder in den Reaktor eingesetzt wird [4], wo das Plutonium mit entsprechendem Wärmegewinn gespalten wird. Je 1000 MW_e Reaktorleistung müßte man im Gleichgewicht jährlich etwa 200 kg im Brennstoffkreislauf bewegen, wenn man [8] bei optimaler Nutzung gerade das Gesamtinventar konstant halten wollte. Dabei ist bemerkenswert, daß es bei wiederholter Rückführung unter Verminderung des spaltbaren Anteils bis auf etwa 57% im Gleichgewicht gelingt, das Plutonium – auch das nicht spaltbare – vollständig abzubauen.

Es erscheint jedoch wenig wahrscheinlich, daß man diesen Weg wählen wird, da das in den LWR entstandene Pu mindestens teilweise als Erstcoreladung in Schnelle Brüter eingesetzt wird, in deren Neutronenfluß die langlebigen höheren Transurane rascher abgebaut werden.

Der geschlossene Brennstoffkreislauf des Brutreaktors hat nicht nur diesen Vorteil, sondern er liefert auch im Brutmantel ein Plutonium mit einem geringeren Anteil an höheren Pu-Iso-

topen, das im Austausch vorteilhaft im LWR einzusetzen ist. Von der industriellen Realisierung des Schnellbrüterkreislaufs trennen uns allerdings noch mindestens 10 Jahre, da es bisher nur Aufarbeitungskapazitäten im Technikumsmaßstab gibt, die die hohen Plutoniumkonzentrationen und Abbrände hantieren können [9].

Es kann aber bereits als ausreichend demonstriert gelten, daß der erprobte *Purex-Prozeß* der bestehenden Aufarbeitungsanlagen auch für Brüterbrennstoff geeignet ist. Im Gegensatz zum LWR (200 kg) laufen pro installiertem GW_e etwa 1400 kg Pu pro Jahr im Brüter-Brennstoffkreislauf um. Das bedeutet aber nicht automatisch eine entsprechende Vergrößerung des Plutoniuminventars.

(Im Prinzip kann auch der *Thorium-Hochtemperaturreaktor* mit spaltbaren Pu-Isotopen statt mit U-235 betrieben werden. Auch ein gekoppelter Zyklus für einen Schwerwasser-Reaktor mit dem Austausch von Spaltstoffen zwischen einem Th-Pu-Core und einem U-235-U-233-Core mit einer Brutrate nahe 1 ist schon konzipiert worden. Da jedoch zur Schließung eines zugehörigen Brennstoffkreislaufes bisher weder eine entsprechende Zahl von Reaktoren noch ein technisch realisierbares Aufarbeitungskonzept vorliegt, sei hier auf Einzelheiten verzichtet.)

Bei der schrittweisen Schließung des Brennstoffkreislaufes standen bisher wirtschaftliche Überlegungen zur optimalen Brennstoffnutzung und technologische Probleme als Folge der Erhöhung des Abbrandes der Brennelemente und der Kapazitätsvergrößerung der Aufarbeitungsanlagen im Vordergrund (Kapitel 5). Für die Zukunft wäre demgegenüber eine stärkere Ausrichtung auf sinnvolle ökologische Forderungen denkbar.

Danach müßte man die Gesamtmenge des Plutoniums mindestens in den Formen, in denen es zugänglich ist, minimieren und dafür sorgen, daß das Ökosystem, in dem wir leben, nicht dauerhaft durch Ablagerung von Plutonium in jeder Form belastet wird. Ergibt doch schon eine einfache Betrachtung der Halbwertszeit von 24000 Jahren, daß Pu-239 infolge seiner radiotoxischen Eigenschaft etwa die hundertfache Zeit unter Verschluß gehalten werden muß, wie alle übrigen Spaltprodukte und Radionuklide der Kernspaltung zusammen. Um dieses Ziel zu erreichen, bemüht man sich einerseits, die Konzentration von Restplutonium im hochaktiven Abfall der Aufarbeitung und im Abfall der Brennstoffverarbeitung zu minimieren, andererseits strebt man die *Rückführung möglichst allen verfügbar werdenden Plutoniums,* soweit es nicht für die Erstcoreladungen der Schnellbrüterreaktoren gebraucht wird, in thermische Reaktoren an.

Bei einem zügigen Einsatz der für Aufarbeitung und Plutoniumverarbeitung verfügbaren Technologien wäre es möglich, schon zum Zeitpunkt der Inbetriebnahme aller derzeit geplanten Kernkraftwerke den weltweiten Jahres-Plutoniumumsatz einschließlich der bis dahin bestehenden Brutreaktoren auf etwa 100 t zu begrenzen, was deutlich weniger als das augenblicklich in Nuklearwaffen festgelegte Inventar wäre. Von dieser Menge würde wahrscheinlich nur $^1/_{10}$ in allen Anlagen, die weltweit existieren, in einer zugänglichen – d.h. weder mit Spaltprodukten noch mit dem Mehrfachen an Uran verdünnten – und daher prinzipiell für den Mißbrauch geeigneten Form vorliegen.

Demgegenüber ist jedoch zu erwarten, daß die mehrjährigen Verzögerungen, die die verlängerten Genehmigungsprozeduren und damit verspäteten Termine für den Anlauf von Aufarbeitung und Brennelementenfertigung für Brutreaktoren verursacht haben, eine weltweite Anhäufung von mindestens 1000 t Plutonium in allen Formen – vor allem in Brennelementen – in der zweiten Hälfte der 80er Jahre zur Folge haben werden. Deren Abbau bis zu einer tragbaren Gleichgewichtsmenge kann bis nach dem Jahr 2000 dauern.

9.6. Sicherung von Plutonium

Der Mensch hat der Familie der natürlich vorkommenden Elemente das Plutonium als künstliches Element erst vor 38 Jahren hinzugefügt. Die in ihm verwirklichte Energiekonzentration auf das Zweimillionenfache gegenüber Benzin oder Trinitrotoluol hat er zu allererst dazu benutzt, in Nagasaki über 100000 Menschen ins Jenseits zu befördern. Bei aller historisch am Feuer wie am Schießpulver beweisbaren Anpassungsfähigkeit des Menschen an neue Kräfte und Sachverhalte in seinem Umfeld sollte es nicht verwundern, wenn diese negative Sensation in dieser Welt noch eine Weile fortwirkt. Auf Dauer hat sich der Mensch in seiner Geschichte noch von keiner ihm zugänglichen Energiequelle – ohne Rücksicht auf die in ihr steckenden Gefahren – wieder getrennt.

Die von Plutonium ausgehenden Gefahren lassen sich auf drei Fakten zurückführen:

- als α-Strahler ist es radiotoxisch,
- als spaltbarer Stoff genügen in geeigneter Form und Anordnung schon *wenige kg für eine kritische Masse,* die Strahlen- und Explosionsschäden hervorrufen kann,
- als Sensation weit über seine wirklichen Gefahren medienverstärkt eignet es sich als *Reizwort* für Drohung und Erpressung.

9.6.1. Schutz vor Plutonium als Radiotoxin

Alle wichtigen Plutoniumisotope (Überblick in Tabelle 2) sind α-Strahler, deren α-Energie gut unterscheidbar über der Energie und Halbwertzeit häufiger natürlicher α-Strahler unserer Umgebung (Radon, Thoron und deren Folgeprodukte, die unsere Atemluft aus Mauerwerk und Boden dauernd nachgeliefert erhält) liegt. Plutonium ist als Radiotoxin am ehesten mit Radium-226 vergleichbar, wobei bei beiden Nukliden die äußere Strahlung nicht ins Gewicht fällt. Die Reichweite der α-Strahlung von 0,03 mm im Gewebe kann sich nur nach Inkorporation[3]) oral[4]), über Wunden oder durch Einatmung auswirken. Vergleicht man die Schädigung durch injizierte lösliche Salze, so ist Plutonium – bezogen auf die abgegebene Energie – etwa 5–10 mal giftiger als Radium, da es sich noch etwas spezifischer als dieses in den blutbildenden Zentren des Knochenmarks ansammelt, wo es durch Strahlenwirkung auf empfindliche Zellen Krebs auslösen kann. Vergleicht man dagegen die orale Giftigkeit, so ist lösliches Plutonium um einige Größenordnungen weniger giftig als Radium, da [10] es sich im Verdauungstrakt bei allen dort vorkommenden unterschiedlichen Säuregehalten im Unterschied zu Radium in unlösliches $Pu(OH)_4$ umwandelt. Beim Vergleich der oralen Inkorporation von unlöslichen Verbindungen tritt bei beiden Radionukliden wegen der sehr geringen Aufnahme in das Blut (weniger als der hunderttausendste Teil) erst bei Gramm-Mengen eine gefährliche Schädigung auf, wobei Ra etwa dreimal giftiger ist als Pu.

Beide genannten Inkorporationswege sind allenfalls für einen kleinen Kreis der beruflich mit Plutonium umgehenden Personen bei Unfällen von Bedeutung. Radiotoxische Wirkungen auf andere Organe wie Leber und Gonaden treten insgesamt ebenfalls weit in den Hintergrund.

---

[3]) Aufnahme in den Körper

[4]) durch den Mund

Tabelle 2 Einige Daten über die häufigsten Plutoniumisotope

Isotop	Zerfallsart	Halbwertszeit [Jahre]	Spezifische Aktivität [Ci/g] *)
	α	86,4	
Pu-238	Spontanspaltung	49 Mrd.	17,45
	α	24390	
Pu-239	Spontanspaltung	5500000 Mrd.	0,0622
	α	6850	
Pu-240	Spontanspaltung	145 Mrd.	0,23
	β		
Pu-241	α	13,2	111,5
	α	370000	
Pu-242	Spontanspaltung	71 Mrd.	0,04

*) Ci = Curie. Maßeinheit für die Radioaktivität. Ein Stoff weist die Aktivität von 1 Curie auf, wenn in ihm je Sekunde 37 Milliarden Zerfälle (Kernumwandlungen) stattfinden. 1 Gramm Radium besitzt die Aktivität von 1 Curie.

Untereinheiten:
1 Millicurie (mCi) = 10^{-3} (ein Tausendstel) Curie
1 Mikrocurie (μCi) = 10^{-6} (ein Millionstel) Curie
1 Nanocurie (nCi) = 10^{-9} (ein Milliardstel) Curie
1 Picocurie (pCi) = 10^{-12} (ein Billionstel) Curie

Der einzige Inkorporationsweg, gegen den man sich wirksam schützen muß, ist auch der, über den wir alle bereits im Mittel 10^{-12} Ci Pu-239 aus dem Fall-out der Atombombentests in unsere Lunge gebracht haben: die Einatmung von feinem, unlöslichem PuO_2-Staub.

Das Diagramm der Abbildung 3 zeigt in einer nach Literaturwerten [10–13] vereinfachten Darstellung, welche Folgen mit einer hohen Wahrscheinlichkeit nach der Ansicht verschiedener Fachleute eine Inhalation von lungengängigem PuO_2-Staub (0,5 – 5 μm Partikeldurchmesser) für die Betroffenen hat. Danach kann eine Verkürzung der mittleren Lebenserwartung durch Knochenkrebs, Lungenkrebs oder – bei sehr großen Dosen – durch einen der Lungenentzündung ähnlichen Krankheitsverlauf (Fibrose) erfolgen. Die starke Streuung der Werte erklärt sich aus den verschiedenen Annahmen bei Umrechnung aus dem Tierversuch.

Es ist meßtechnisch heute möglich, 10^{-15} Ci Pu-239, das sind weniger als 10^{-16} g oder 20000 Atome in 1 g Materie zweifelsfrei nachzuweisen. Das 10millionenfache dessen ist weltweit [14] heute als unschädliche Lungendosis des Menschen anerkannt und erst das 10milliardenfache dieser Menge löst mit einiger Sicherheit in der menschlichen Lunge Krebs aus, wenn es sich dort 10 bis 30 Jahre aufgehalten hat. Es gibt demgegenüber keine einzige carcinogene Chemikalie, die auch nur mit einem annähernd so großen Abstand zu ihrer Wirkung in der Konzentration nachgewiesen werden könnte.

Aus der Darstellung ist weiter zu entnehmen, daß die zulässige Lungendosis wahrscheinlich mindestens hundertmal kleiner ist als jede möglicherweise lebensverkürzende Dosis und daß z. B. selbst 5 Minuten Aufenthalt in der stärksten Staubatmosphäre, die sich bei PuO_2 über max. 1 Stunde aufrecht erhalten läßt (3 mg/m^3) und bei der eine im Mittel letale Dosis [9] (260 μg), aufgenommen wird, noch ein Weiterleben für 2–4 Jahre mit allen

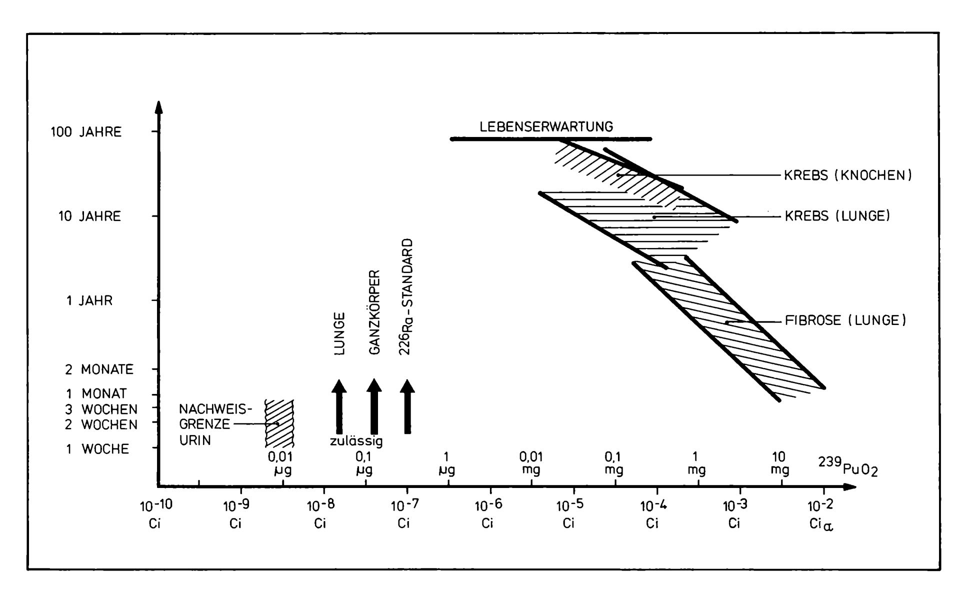


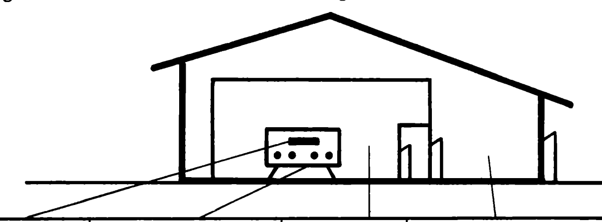
Abbildung 3 Abhängigkeit der Überlebenszeit von der Menge an inhaliertem Plutonium (PuO_2-Staub)

Chancen lebensverlängernder medizinischer Hilfen, wie z. B. Lungenwäsche und Komplexierung des löslichen Pu-Anteils mit EDTA, offen läßt, während eine gleiche Dosis Nervengas [15] in wenigen Minuten tötet.

Wieweit im Einzelfall Plutonium tatsächlich freigesetzt wird und dann zu einer gesundheitlichen Schädigung führen kann, hängt vom jeweiligen Zusammenwirken von etwa 30 veränderlichen und nur teilweise vorherberechenbaren Einflußgrößen ab (Abbildung 4). Es verwundert daher nicht, wenn selbst ernstzunehmende Darstellungen von geradezu apokalyptischen Dimensionen bis zu harmlosen Szenarios in der Literatur zu finden sind. Ungünstige Annahmen – geringe Windgeschwindigkeiten, bodennahe Freisetzung, Inhalation ohne Vorwarnung (nachts) bei städtischer Bevölkerungsdichte (Beispiel: New York: 10000 Menschen/km²) – führen statistisch zu einem Krebstoten (nach 15–45 Jahren Latenzzeit) pro 1,3 g freigesetztem Plutoniumdioxidstaub, wobei Unfälle zugrundegelegt werden, bei denen 100 g Pu freigesetzt werden. Die Erfahrungen von tatsächlich aufgetretenen Dispersionen beim Aufschlagbrand von mit Plutoniumbomben beladenen Flugzeugen [16] (Palomares, 16. Januar 1966; Thule, 21. Januar 1968) zeigten nur relativ kleine Flächen (2,26 bzw. 0,1 km²), die mit mehr als 30 µCi/m² verseucht waren, während meßbare Inkorporationen an Personen in beiden Fällen nicht auftraten.

Werden wie in Tabelle 3 beschrieben die konzentrischen Barrieren systematisch um das Plutonium aufgebaut und intakt gehalten, so bleibt die Freisetzung von Pu, die dann nur mit der mehrfach gefilterten Luft erfolgt, im Bereich von 10^{-14} Ci/m³ und darunter. Da die allgegenwärtige Umweltbelastung aus den Kernwaffentests schon bei 10^{-14} Ci/g oberflächennaher Bodenschicht beträgt, dauert es wahrscheinlich Jahrzehnte, bis dieser Wert in der Nähe einer Verarbeitungsanlage sich meßbar erhöht haben wird. Unfallbedingte Freisetzungen, bei denen wenigstens eines der drei Absolutfilter im Abluftstrom intakt bleibt, können diesen Wert etwa verzehnfachen.

Tabelle 3
Konzentrische Barrieren bei Anlagen zur Plutonium-Verarbeitung



Austritt von Pu	**aus Behälter**	**aus Handschuhkasten**	**aus Caisson**	**aus Gebäude**
im Normalfall	bei Hantierung und Verarbeitung	mit Abluft (immer); bei defektem Handschuh oder Ausschleussack	keiner	keiner ($< 10^{-14}$ g/m³) über Abluft)
Häufigkeit/Jahr	immer in der Arbeitszeit	400–600	$<1/10$	
Pu-Form	Pu-Oxid, PuU-Mischoxid, Tabletten, Pu-Lösungen	Pu-Oxid, PuU-Mischoxid, Lösungen (selten)	PuO_2	
Pu-Konzentration	100 % PuO_2-Pulver bis 0,001 % Pu im Abfall	innen ca. 1 mg/m³, außen 10^{-9} bis 10^{-4} g/100 cm² bei Kontamination	$< 10^{-12}$ g/m³	
Gegenmaßnahmen	Begrenzung der offenen Umlaufmenge, Sauberkeit am Arbeitsplatz	Abluftfilter (Abscheidegrad) 99,98 %), Prüfung der Handschuhe, Prüfung der Hände, Schulung der Mannschaft, Handschuh-freundliches Design	Routinefilterwechsel, Schleuse sauberhalten	
bei Zwischenfällen	Arbeitskampf, Gefahr von außen	Brand, Explosionen, Mechanische Zerstörung	Großbrand, Explosion, Kritikalität	Naturgewalten Sabotage, Flugzeugabstürze
Häufigkeit/Jahr	ca. 1/10–1	$< 1/10$	$< 1/100$	$< 1/10000000$
Pu-Form	alle	PuO_2	PuO_2	PuO_2
Pu-Konzentration	alle	bis 0,1 mg/m³ im umbauten Raum	bis 0,1 mg/m³	< 100 g total, maximal 10^{-8} bis 10^{-9} Ci Personeninkorporation in 8–15 km Entfernung
Gegenmaßnahmen	Pu ausschleusen und in gesichertes Lager bringen	Brand löschen, Umgebung benetzen und dann dekontaminieren, bei akuter Gefahr mit Maske Raum verlassen	Löschen, Lüftung abstellen Personen retten Großdekontamination	Baukonzept, Zugangserschwernis, möglichst viel Material in besonders gesichertes Lager, Personenkontrolle, Bewachung im äußeren Sicherungsbereich
Gefährdung der nächsten Barrieren	möglich	Filterzerstörung, Kontaminationsverschleppung		
Häufigkeit	< 10 % aller Fälle	< 1 % aller Fälle	< 10 % aller Fälle	
Gegenmaßnahmen	Begrenzung der offenen Umlaufmenge, Sauberkeit am Arbeits platz	Abstellen der Lüftung, Großreinigung		
Gefährdung der Umwelt	keine	keine	keine	

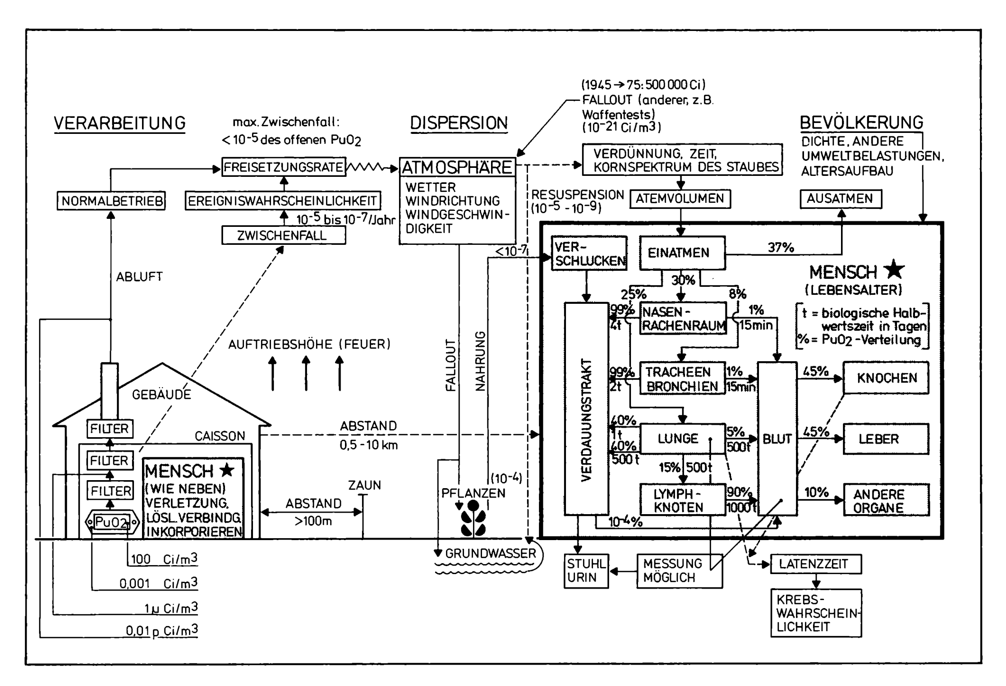


Abbildung 4 Einflußgrößen zur Plutonium-Dispersion (1 μCi = 0,000001 Ci = 10^{-6} Ci; 1 pCi = 0,000001 μCi = 10^{-12} Ci)

Somit sind auch relativ schwere Zwischenfälle in einer Anlage für die Umgebung unwesentlich. Risiken, die Barrieren von innen zu durchbrechen, lassen sich verfahrenstechnisch und konstruktiv auf ein Minimum bringen, indem feuergefährliche und explosive Stoffe und Gemische, größere Druckbehälter und große unabgeschirmte rotierende Massen außerhalb des Kontrollbereiches bleiben. Somit bleibt das *Projektilrisiko von außen.* Gegen seitliche Druckwellen, Erdbeben, Flut und kleinere fliegende Objekte lassen sich Industriebauten relativ leicht schützen. Erheblichen zusätzlichen Aufwand an Wandstärke und Armierung erfordert erst die Absicherung gegen die Folgen eines Absturzes schnell fliegender Militärmaschinen, voll getankter Großraumflugzeuge oder Meteoriten. Wieweit solche Ereignisse mit einer Eintreffwahrscheinlichkeit von eins in 10^7 bis 10^{10} Jahren tatsächlich in der Auslegung berücksichtigt werden müssen, hängt von den durch die nachfolgende Dispersion von PuO_2 zu erwartenden Personen- und Sachschäden ab [17, 18]. In der Risikobetrachtung nehmen besonders seltene Ereignisse mit besonders großen denkbaren Schadensfolgen eine umstrittene Sonderstellung ein, da sie nie experimentell belegt werden können. In Analogie zu Kernkraftwerken wird neuerdings in der Bundesrepublik Deutschland jedoch für Tonnenmengen von Pu ein dem Reaktorcontainment entsprechender Schutz verlangt.

Damit wird auch das Risiko der Dispersion bei kriegerischer oder Sabotage-Einwirkung vermindert; Raub und Diebstahl werden erschwert. So verbleiben nur noch die nicht unmittelbar mit der Verarbeitung verbundenen Disperionsrisiken aus dem Transport, den Folgen von Mißbrauch in verbrecherischer Absicht und den Nebenwirkungen von Kritikalitätsunfällen.

Für den Transport werden sogenannte Typ-B-Behälter, die vorher entsprechend unter mechanischen und thermischen Beanspruchungen getestet wurden, verwendet. Außerdem werden größere Transporte durch entsprechend abwehrfähige Begleitmannschaften und wirksame Nachrichtenverbindungen zu aktionsfähigen Einsatzstellen gesichert.

9.6.2. Schutz vor Kritikalität

Zwischen der mißbräuchlichen Dispersion, dem Kritikalitätsunfall und der unvollkommenen Kernsprengladung bestehen funktionale Übergänge.

Zunächst kann man davon ausgehen, daß die Dispersion von Plutonium in erpresserischer Absicht angekündigt werden muß, wenn sie einschüchtern soll. Damit werden aber gleichzeitig Vorkehrungen zur Minderung der Folgen, wie Atmen durch improvisierte Filter, Flucht in geschlossene Räume, Abstellen von Ventilatoren usw., möglich. Außerdem gibt es keine unmittelbaren Schadensfolgen – selbst im Falle der Inhalation absolut tödlicher Mengen (z. B. mehr als 30 mg PuO_2) verbleiben noch 3 Wochen, in denen eine Rettung durch medizinische Behandlung oder Eingriffe möglich ist. Eine Nervengas-Konzentration von 10 mg/m^3 tötet dagegen schon nach einer Minute die Hälfte aller, die es einatmen.

Kritikalitätsunfälle können trotz aller Vorkehrungen, wie Aufteilung des Spaltstoffes in sichere Mengen, sichere Geometrie und sichere Konzentrationen sowie Ausschluß von Moderatoren beim Umgang mit größeren Mengen, nicht mit letzter Sicherheit ausgeschlossen werden. Auch Warnsysteme kommen für die unmittelbar am Kritikalitätsort befindlichen Personen meist zu spät. Abhängig von der Reaktionsintensität (Neutronenpulse von 1×10^{14} bis 5×10^{18} sind bei Pu vorstellbar) kommt es zu Energiefreisetzungen, die außer der unmittelbaren Wirkung des Neutronenblitzes (Neutronen, γ-Quanten, Spaltprodukte) durch Zerstörung von Umhüllungen auch Pu freisetzen können. Geschlossene Anlagen werden bei bis zu 10^{18} Neutronen pro cm^2 (etwa 1 Handgranate) kaum Pu in die äußere Atmosphäre bringen, Kontaminationen in der Anlage werden durch Filter beherrscht.

Werden unterkritische Anordnungen aus Plutoniumdioxid aber mit erheblich höheren Geschwindigkeiten, als sie die bei unfallbedingter Kritikalität in Verarbeitungsanlagen angenommene Schwerebeschleunigung liefert, zur kritischen Geometrie vereinigt, so sind abhängig vom Neutronenpegel, der erzielten Dichte und der Gesamtmasse an Spaltstoff Explosionen erzielbar, die – wenn auch mit einer sehr niedrigen Auslösesicherheit – einigen 100 kg Sprengstoff entsprechen. Da eine solche Anordnung aber selbst die Größe einer LKW-Ladung hätte, ist kaum einzusehen, warum man sie leicht erhältlichem und sicher wirksamem konventionellen Sprengstoff vorziehen sollte. Obwohl im militärischen Bereich mindestens 20000 nukleare Granaten und Fliegerbomben, die je zwei Mann tragen können, handlich verpackt (und bei richtiger Behandlung auch mit Funktionsgarantie) über eine große Zahl von Depots in den Krisenzonen der Welt verteilt sind, hat man von Diebstahl oder Mißbrauch nichts gehört.

Weder bei deren Fertigung noch bei den vergleichsweise hierzu bescheidenen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten auf dem Gebiet der friedlichen Nutzung hat es – bei mindestens 30000 Personen, die in mehr als 50 Labors und Fabriken beruflich mit Plutonium umgehen – bisher einen nachweislich auf die Toxizität von Pu zurückgehenden Gesundheitsschaden gegeben. Ebenso nimmt sich die – vor allem in der Anfangszeit bei Zwischenfällen – insgesamt freigesetzte Pu-Menge von weniger als 100 g bescheiden aus im Vergleich zu den 5–8 t, die als Folge der Kernwaffentests auf die Menschheit herniederregne-

ten. Mehr als 300 Personen haben zum Teil bis zur 10fachen zulässigen Ganzkörperbelastung teilweise seit bald 30 Jahren Plutonium in ihrem Körper, ohne fühlbaren Schaden gelitten zu haben [12, 13].

Dieser kurze und wegen der spärlichen Information aus dem militärischen Bereich notwendigerweise unvollständige Überblick soll zeigen, wie außerordentlich wirksam die Maßnahmen sind, mit denen man sich bei der Hantierung von Plutonium schützt.

9.6.3. Sicherung gegen Diebstahl

Alle für den Umgang mit Radionukliden, insbesondere aber mit Spaltstoffen Verantwortlichen müssen sich den hohen Signalwert klarmachen, den allein schon das potentielle Verbrechen mit Radionukliden hat. Von der Scheintat, die nur auf mögliche Mißstände oder vermutete Lücken im Sicherheitssystem hinweisen will, über Drohung und Erpressung mit nicht vollständig auszuschließenden Handlungen bis zu den verschiedenen echten verbrecherischen Taten sind eine Vielzahl von Szenarios denkbar. Diese können alle, dank der übertriebenen Ängste, die Kernenergiegegner unbehindert verbreiten, mit einer unvergleichlichen Publikumswirksamkeit in den Massenmedien rechnen.

Daraus ergibt sich zwingend, daß ein engmaschiges Netz von Sicherungsmaßnahmen gegen die denkbaren Fälle von Diebstahl, Raub und Erpressung vorzusehen ist [19; Kapitel 10]. Dabei kommt es im wesentlichen darauf an, potentielle Täter früh zu erkennen und ihnen durch eine Reihe von schwer überwindbaren konzentrischen Barrieren um den Spaltstoff den Zugang zum Spaltstoff solange zu verwehren, bis entsprechende Verstärkungen der Ordnungskräfte herbeigeholt sind.

Ebenso zwingend wird man die jeweils in der Verarbeitung und im Transport zugängliche Plutoniummenge mindestens in Form des unverdünnten, dispersiblen Oxides mengenmäßig soweit als möglich einzuschränken versuchen.

Insgesamt sollte verstanden werden, daß Anhäufungen von Plutonium in jeder Form dessen Gefahrenpotential erhöhen. Es sollte daher auf kürzestem Weg an den Ort seiner Entstehung, den Reaktor, zurückgeführt werden, um dort unter Energiegewinn durch Spaltung verbraucht zu werden.

9.7. Zusammenfassung

Die Rolle, die das Plutonium im Kernbrennstoffkreislauf spielt, wurde an dem bisher offenen Brennstoffkreislauf gezeigt. Die Möglichkeiten und Vorteile der Schließung über die Rückführung in Leichtwasserreaktoren und Schnelle Brüter wurden aufgezeigt und gewertet.

Daraus ergibt sich, daß der gegenwärtige Verzicht auf Rückführung einen Zuwachs der Plutoniumbestände um mindestens 18 t pro Jahr auslöst. Dabei ist die bisher verwendete Technik bereits in der Lage, die Hantierenden und die Umwelt sicher vor Schäden, die sowohl aus der Radiotoxität wie aus den Kritikalitätsparametern entstehen könnten, zu schützen. Auch die potentiellen Gefahren durch Terrorismus und Einwirkung von außen sind erkannt und beherrschbar. Es sollte ein Interesse daran bestehen, die Plutoniummenge durch fortlaufende Rückführung unter Energiegewinn im Reaktor zu spalten und damit die jeweils zugängliche Menge so klein wie möglich zu halten.

Literatur

[1] Ranger Uranium Environmental Inquiry. Australian Government Publishing Service. First Report. Canberra 1976. Second Report. Canberra 1977

[2] Royal Commission on Environmental Pollution. Sixth Report. Nuclear Power and the Environment. Her Majesty's Stationary Office, London 1976

[3] Nuclear Power – Issues and Choices. Report of the Nuclear Energy Policy Study Group. Ballinger Publishing Company, Cambridge, Mass. 1977

[4] *Märkl, H., Stoll, W.:* Rückführung von Plutonium in thermische Reaktoren. Atomwirtschaft Bd. 17 (1972) S. 306–312

[5] Generic Environmental Statement on Mixed Oxide Fuel (GESMO), Wash 1327, August 1974

[6] Verzeichnis der Kernkraftwerke der Welt. Atomwirtschaft Bd. 24, (1979) S. 138–142

[7] *Haug, H. O.:* Anfall, Beseitigung und relative Toxizität langlebiger Spaltprodukte und Actiniden in den radioaktiven Abfällen der Kernbrennstoffzyklen. Gesellschaft für Kernforschung, Karlsruhe 1975, KFK-2002, S. IX

[8] *Schmiedel, P., Stoll, W.:* Rückführung von Uran und Plutonium. Entsorgung der Kerntechnik, Symposium am 19. und 20. Januar 1976 in Mainz, Berichte, Deutsches Atomforum e.V., Bonn 1976

[9] Jahresbericht des CEA für 1975, Wiederaufarbeitung

[10] *Cohen, B. L.:* The Harzards in Plutonium Dispersal. University of Pittsburg, Juli 1975, S. 30a u. S. 4–7

[11] *Seidel, A.:* Verhalten und Wirkung von Transuranen. Chemiker-Ztg. Bd. 9 (1975) S. 370–378

[12] *Bair, W. J., Richmond, C. R., Wachholz, B. W.:* A Radiological Assessment of the Spatial Distribution of Radiation Doses from Inhaled Pu. Wash 1320, Sept. 1974

[13] *Dolphin, G. W.:* Biological Problems in the Radiological Protection of Workers exposed to ^{238}Pu. Health Physics. Bd. 20 (1971) S. 459

[14] ICRP-Empfehlung 1957, Radiology 56, 431–439, wiederholt 1972: ICRP-Publication 19: Metabolism of Pu and other actinides

[15] Chemische und Bakteriologische Waffen. Bericht des Generalsekretärs der Vereinten Nationen vom 1.7.1969, Anhang II. Lit. [10], S. 19

[16] *Jordan, H. S.:* Distribution of Plutonium from Accidents and Field Experiments. Proceedings of Environmental Plutonium Symposium, Los Alamos Scientific Laboratory, LA-4756, August 1971, S. 21–24

[17] *Selby, J. M. et al.:* Consideration in the Assessment of the Consequences of Effluents from Mixed Oxide Fuel Fabrication Plants. Batelle Pacific Northwest Lab., BNWL 1967, Hanford 1973

[18] *Chelapoli, C. V., Kennedy, R. P., Wahl, J. B.:* Probabilistic Assessment of Aircraft Hazard for Nuclear Power Plants. Nuclear Engineering and Design. Bd. 5 (1972) S. 19

[19] Recommendations for Physical Protection of Nuclear Material. IAEA-Panel, März 1972

10. Die Sicherung kerntechnischer Anlagen und spaltbarer Materialien

E. Münch
Programmgruppe Kernenergie und Umwelt
der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

10.1. Einleitung

Die Frage nach der Möglichkeit, durch Sabotage oder gewaltsames Eindringen in ein Kernkraftwerk einen katastrophalen Unfall mit erheblichen Auswirkungen auf die Umgebung des Kraftwerkes herbeizuführen, ist zu einem gewichtigen Diskussionspunkt in der Auseinandersetzung um den Ausbau der Kernenergie für die Energieversorgung der Bundesrepublik Deutschland geworden. Als ebenso schwerwiegend wird das Problem des Diebstahls von spaltbarem Material durch Terroristen angesehen; diese könnten damit in der Lage sein, aus dem gestohlenen Material eine sogenannte „Bastlerbombe" zu bauen und damit Staat und Bevölkerung erpressen und ihrem Willen gefügig machen. Ein weiterer Gesichtspunkt gewinnt durch den Export von Reaktoren, kerntechnischen Anlagen und Nukleartechnologien in andere Länder, vor allem der dritten Welt, an Bedeutung, da befürchtet wird, diese Länder könnten sich mit Hilfe der friedlichen Nutzung der Kernenergie in den Stand versetzen, eigene Atomwaffen zu produzieren und damit eine Bedrohung für den Weltfrieden darstellen. Das Beispiel Indien, wo bekanntlich im Mai 1974 ein eigener atomarer Sprengsatz gezündet wurde, hat die bestehenden Besorgnisse noch verstärkt.

Die besondere Problematik der angesprochenen Fragenbereiche Sabotage, Bastlerbombe, Nuklearstaat, besteht darin, daß eine umfassende Information über Möglichkeiten oder Hindernisse nicht offen vermittelt werden kann. Gerade damit würden diejenigen mit Hinweisen und Anweisungen versorgt, die solche Aktivitäten planen oder sich durch diese Art von Aktionen Vorteile versprechen. Durch eine uneingeschränkte Darstellung der Sachverhalte würden sie ihren zweifelhaften Zielen nähergebracht oder aber vor bisher eingeschlagenen, möglicherweise erfolglosen Wegen gewarnt. Aus diesem Grunde werden diesbezügliche Informationen restriktiv gehandhabt und nur solchen Personen zugänglich gemacht, die aufgrund ihrer Funktion oder ihrer Tätigkeit notwendigerweise Kenntnis davon haben müssen.

Andererseits erweckt ein völliges Schweigen über diese Fragen in einer für die Belange der Kernenergie zur Zeit sensibilisierten Öffentlichkeit den Eindruck, als sei man mit diesen Problemen nicht vertraut, habe dafür keine praktikablen Lösungen, sei diesen Anforderungen gegenüber hilflos oder habe sie gar übersehen. Daraus könnte die Vermutung entstehen, die geäußerten Befürchtungen seien im gewissen Maße berechtigt. Dies ist jedoch absolut nicht so. Dies deutlich zu machen, soll das Ziel dieser Ausführungen über die Sicherung kerntechnischer Anlagen und spaltbarer Materialien sein.

Aufbauend auf eingehenden Nachforschungen, die selbstverständlich den Rahmen der erlaubten Information nicht sprengen und die Grenzen der Vertraulichkeit nicht überschreiten, werden die Kenntnisse vermittelt, die es dem Leser ermöglichen, sich ein Bild über den Stand der physikalischen und technischen Gegebenheiten und über die ergriffenen Maßnahmen zu machen.

In diesem Zusammenhang sollen die 3 Themenschwerpunkte

- Schutz von Kernkraftwerken gegen Sabotage,
- Katastrophenschutzpläne,
- möglicher Mißbrauch von spaltbarem Material

eingehender behandelt und dargestellt werden.

10.2. Schutzbedürftige Stationen des Brennstoffkreislaufs

Betrachtet man die verschiedenen Stationen des Brennstoffkreislaufs (Abbildung 2, Kapitel 4), so lassen sich unschwer die schutz- bzw. sicherungsbedürftigen Stationen ermitteln. Die Erzgewinnung, -aufbereitung und Uranhexafluoridherstellung (gasförmige Uranverbindung UF_6) bieten keine Angriffsziele für potentielle Täter, weder zu Sabotagezwecken noch für die Entwendung von Material, da das in diesen Bereichen gehandhabte Natururan nicht für einen irgendwie gearteten Mißbrauch geeignet ist.

Die Anreicherungsanlage könnte nur dann ein für eine Entwendung von Spaltstoff interessantes Objekt darstellen, wenn der Urananreicherungsgrad an Uran-235, dem spaltbaren Isotop, über etwa 90% hinausgeht. Uran-235 ist im natürlichen Isotopengemisch nur zu 0,7% enthalten. Leichtwasserreaktoren arbeiten mit einem Uranbrennstoff, der zu 2,5 bis 3,5% an Uran-235 angereichert ist. Dieses Spaltmaterial ist für eine Bombenproduktion jedoch, wie später noch erläutert wird, völlig ungeeignet. Eine Erhöhung des Anreicherungsgrades ist bei einer Anlage prinzipiell möglich, jedoch sind bauliche und technische Investitionen erforderlich, die eine nicht zu verheimlichende Unternehmung darstellen. Die Lagerung des abgereicherten Urans wirft wegen des noch geringeren Gehaltes an Uran-235 als beim Natururan in nuklearer Hinsicht keinerlei sicherungstechnische Fragen auf.

In der Brennelementfabrik wird aus dem schwach angereicherten Uran ein für den Reaktorbetrieb geeignetes Brennelement hergestellt. In diesem Verarbeitungsschritt wird die Qualität des verwendeten Urans nicht verändert, so daß hierfür die gleichen Aussagen wie für die Anreicherung gelten. Dasselbe trifft auch für den Transport zwischen beiden zu.

Die Entwendung dieser frischen Brennelemente aus dem Reaktor stellt ebenfalls kein nukleares Risiko dar. Im Reaktorbereich ist jedoch – als erstes Schwerpunktthema – ein Schutz gegen mutwillige Beschädigung der Anlage durch Sabotage angebracht. Unter Sabotage soll im Rahmen dieser Ausführungen die mutwillige Beschädigung einer kerntechnischen Anlage mit dem Ziel, Spaltprodukte freizusetzen, verstanden werden. Die während des Reaktorbetriebes abgebrannten, also benutzten Brennelemente, schützen sich gegen Entwendung selbst durch ihre außerordentlich hohe, auch für den Dieb äußerst gefährliche Radioaktivität; sie sind jedoch wegen der Radioaktivität der Spaltprodukte gegen mutwillige Zerstörung zu schützen. Daher geschieht der Transport der abgebrannten Brennelemente in die Entsorgungsanlage, welche Wiederaufarbeitung, Refabrikation und Endlagerung umfaßt, in Behältern, die so ausgelegt sind, daß sie auch bei den schwersten Transportunfällen

eine Beschädigung der Brennelemente verhindern und eine jederzeit dichte Einschließung der radioaktiven Stoffe gewährleisten. Durch extreme Experimente wird die Einhaltung dieser Forderungen überprüft.

Darüber hinaus ist die Größe und vor allem das Gewicht dieser Transportbehälter bis über 100 Tonnen so, daß eine Handhabung nur mit dafür eigens erstellten Apparaturen und Einrichtungen möglich ist.

In der Entsorgungsanlage werden bei der Wiederaufarbeitung das unverbrauchte Uran, das entstandene Isotopengemisch des Plutoniums und die Spaltprodukte voneinander getrennt. Hier ist ähnlich wie beim Reaktor eine Sicherung gegen Sabotage nötig. Außerdem ist, wie auch bei der Refabrikationsanlage, der Fabrik für die Herstellung plutoniumhaltiger Brennelemente, ein Schutz des Plutoniums gegen Entwendung erforderlich. Die Endlagerung der radioaktiven Abfälle stellt wegen der großen Radioaktivität der Spaltprodukte wiederum keine sensitive Stelle für Diebe oder Saboteure dar; da die Radioaktivität bei der Endlagerung an feste Materie gebunden ist, ist auch ein Freisetzungsrisiko außerordentlich gering.

Damit ergeben sich im gesamten Brennstoffkreislauf vornehmlich zwei Stationen, die einen besonderen Schutz, eine zusätzliche Sicherung benötigen, nämlich ein Schutz des Reaktors selbst gegen die mutwillige Herbeiführung von Störfällen, die zur Freisetzung von Radioaktivität in großem Umfang führen könnten, sowie die Verhinderung der Sabotage und der Entwendung von Plutonium-Isotopen aus der Entsorgungsanlage.

Für alle kerntechnischen Anlagen, in denen sich größere Mengen radioaktiven Materials befinden, bestehen vergleichbare Anforderungen an die Sicherung gegen die Einwirkung Dritter. Die sich daraus ergebenden Sicherungsmaßnahmen sollen beispielhaft für Kernkraftwerke dargestellt werden, da sie dort bereits verwirklicht sind. Für das geplante Entsorgungszentrum liegen realisierbare Konzepte vor.

10.3. Schutz von Kernkraftwerken gegen Sabotage

Der Schutz von Kernkraftwerken gegen Sabotage oder das Eindringen von Unbefugten wird durch das Zusammenwirken von technischen und administrativen Maßnahmen erreicht. Der im Rahmen des Genehmigungsverfahrens geforderte „Schutz des Kernkraftwerkes gegen äußere Einwirkungen" sowie die erforderliche „redundante" und „diversitäre" Auslegung von wichtigen Einrichtungen erleichtern die Realisierung eines wirksamen Sicherungsmodells erheblich.

Zum Schutz gegen äußere Einwirkungen sind bauliche Maßnahmen durchgeführt, die dafür sorgen, daß selbst beim Absturz einer schnellfliegenden Düsenmaschine, bei einem Erdbeben oder bei der Explosion von Gaswolken keine Gefährdung der Umgebung des Kernkraftwerkes durch den Reaktor verursacht wird. Zu diesem Zweck ist die äußere Sicherheitshülle des Reaktors mit einer zusätzlichen Stahlbetonhülle mit einer Wandstärke von bis zu 1,8 m, dem sogenannten Reaktor-Schutzgebäude, umgeben.

Sicherheitstechnisch bedeutsame Einrichtungen sind redundant, d.h. mehrfach ausgelegt (die wörtliche Bedeutung ist: überflüssig), wobei in der Regel die Auslegung zwei Einheiten mehr vorsieht, als für eine einwandfreie Funktion erforderlich sind. So sind z.B. für die Notkühlung eines Druckwasserreaktors zwei Notkühlsysteme erforderlich, vier Systeme sind insgesamt vorhanden, die völlig unabhängig voneinander arbeiten. Dabei ist auch der

Reparaturfall eines Systems berücksichtigt. Diese Einrichtungen sind jedoch nicht nur redundant in der Anzahl, sondern auch räumlich getrennt voneinander oder gegeneinander verbunkert angeordnet. Das hat zur Folge, daß diese Einrichtungen nicht durch ein einziges Ereignis, sei es nun zufällig auftretend oder mutwillig herbeigeführt, gleichzeitig völlig ausgeschaltet werden können. Ein weiteres Prinzip der Sicherheitsphilosophie ist die „Diversität", d.h. die Anwendung von unterschiedlichen physikalischen Methoden, um ein und dieselbe Funktion zu erfüllen. Dies Prinzip verhindert das Versagen von Systemen aus gleicher Ursache. Beide Bestandteile der Sicherheitsphilosophie, Schutz gegen äußere Einwirkungen und die örtliche Redundanz sicherheitstechnisch wichtiger Einrichtungen, unterstützen den Schutz vor Einwirkungen Dritter deutlich und wirksam.

Der Zugang zu wichtigen Anlageteilen wird durch den Aufbau verschiedener Schutzbereiche, die nacheinander angeordnet sind, erheblich erschwert oder sogar unmöglich gemacht. Bei den Hindernissen, die zwischen diesen Bereichen gegen ein gewaltsames Durchdringen errichtet werden, ist dafür gesorgt, daß die Zeit, die der Eindringling benötigt, um mit vorhandenen Hilfsmitteln das Hindernis zu überwinden, größer ist als die Zeit, die erforderlich ist, den Täter festzustellen, Alarm auszulösen, Schutz- und Hilfskräfte herbeizuführen und über die Situation am Ort zu informieren. Primär sind diese Hindernisse mechanische Barrieren – dies gilt auch für Türen und Tore –, die mit automatischer Detektierung versehen sind; administrative Maßnahmen, wie Zugangskontrollen und Überwachungen, haben eine zusätzliche Wirkung.

Bei jeder Barriere, die ein Eindringling zu überwinden im Stande war, vermindern sich seine Hilfsmittel, wenn er diese zur Überwindung einzusetzen gezwungen war. Auch ist ihm die Zahl der zu überwindenden Hindernisse unbekannt, da nahezu jedes Kernkraftwerk in dieser Beziehung eine Einzelanfertigung darstellt. Währenddessen verliert er ständig Zeit, die für wirksame Gegenmaßnahmen, wie sie für einen solchen Fall vorgesehen sind, genutzt wird.

Der Eindringling müßte über eine äußerst umfangreiche und in Einzelheiten gehende Kenntnis der gesamten Anlage verfügen, um selbst bei Überwindung aller Hindernisse in der Lage zu sein, einen über den GaU hinausgehenden Störfall auszulösen. Es müßten alle Anlagenteile bekannt sein, Informationen über die örtliche Anordnung vorliegen und ihre Bedeutung erkannt werden. Kenntnisse über Schaltungen und Regelungen müßten vorhanden sein. Wegen der örtlichen Trennung gleichartiger und gleichberechtigter Anlageteile ist stets eine größere Anzahl gleich qualifizierter Personen erforderlich, die bei ihrer Tätigkeit unter einem erheblichen Zeitdruck stehen.

Zugänge zu verschiedenen Schutzbereichen können kaum erpresserisch erzwungen werden, da derjenige, der in der Lage ist, einen Zugang zu öffnen, sich nicht dort befindet, wo der Eindringling sich Zugang verschaffen will, sondern fernab von dieser Stelle, nur durch eine Fernsehleitung verbunden. Darüber hinaus sind im Alarmfall, der schon beim Versuch, das erste Hindernis zu überwinden, ausgelöst wird, ohnehin keine Zugangstüren mehr von außen zu öffnen.

Wie für betrieblich auftretende Störfälle für ein Kernkraftwerk Analysen durchgeführt werden, so werden auch alle Möglichkeiten der Einwirkung Dritter untersucht und analysiert. Um solche Betrachtungen möglichst pessimistisch anzustellen, werden potentielle Tätergruppen angenommen, die über Kenntnisse und Hilfsmittel verfügen, optimal ausgerüstet sind und den Reaktor in einem Betriebszustand antreffen, der ihren Absichten entgegenkommt. Aus den Ergebnissen werden Schwachstellen identifiziert und neue wirksame Schutzmaßnahmen abgeleitet.

Das im Kernkraftwerk beschäftigte Personal unterliegt der Überprüfung durch die Verfassungsschutzorgane des Staates. Ein personeller Einsatz erfolgt nur, wenn diese Prüfung ein völlig zufriedenstellendes Ergebnis hat und sichergestellt ist, daß keine Anzeichen für irgendeinen Verdacht vorliegen. Darüber hinaus besteht eine sorgfältige Personenkontrolle beim Betreten der verschiedenen Kraftwerksbereiche, die zum Reaktor hin immer strenger wird und das Betreten des innersten Bereiches nur in Spezialkleidung nach Ablegen der eigenen Kleidung und nach Durchschreiten von Schleusen erlaubt. Darüber hinaus wird eine wirksame Überwachung für das Einbringen von Gegenständen und Material durchgeführt sowie eine ständige Überprüfung der verschiedenen Bereiche auf das Vorhandensein von unerwünschten Stoffen und Materialien. Außerdem ist es üblich, daß Arbeiten innerhalb der Reaktoranlage nur von mehreren Personen gleichzeitig ausgeführt werden. Durch diese Maßnahme wird ein zusätzlicher Sicherheitsgewinn erzielt.

10.4. Schutz gegen Sprengstoffe und Geschosse

Aufgrund der heutigen Auslegung gegen äußere Einwirkungen sind Kernkraftwerke auch gegen Waffeneinwirkungen in hohem Maße geschützt. Die Abbildung 1 gibt einen Überblick über diesen Schutzgrad gegen die Druckwelle als direkte und gegen das induzierte Erdbeben als indirekte Waffenwirkung. Die eingezeichnete Gerade gibt für die Druckwelle, die als Folge von Explosionen unterschiedlicher Stärke auftritt, den Grenzabstand für eine Beschädigung des Kernkraftwerkes an. Die gestrichelt gezeichneten Kurven gelten für Erdbeben, die durch Explosionen erzeugt werden. Sie zeigen an, in welchem Grenzabstand Atombomben verschiedener Sprengkraft zur Explosion gebracht werden können, ohne die Sicherheit eines Kernkraftwerkes, welches für die Erdbebenintensität VII ausgelegt ist, zu beeinträchtigen. In der Bundesrepublik geht die Erdbebenauslegung noch über die Intensität VII hinaus. Die Darstellung ist einer schweizerischen Untersuchung entnommen [1] und zeigt, daß selbst eine konventionelle Bombe mit der Sprengkraft einer Tonne in einem geringeren Abstand als 20 m vom Reaktorschutzgebäude explodieren müßte, um dieses zu beschädigen. Dadurch würde jedoch der hinter der biologischen Abschirmung befindliche Reaktor nicht zerstört. Eine Atombombe mit einer Sprengkraft von 100 Kilotonnen TNT (Trinitrotoluol) müßte in einem Abstand von höchstens 1 km gezündet werden, um das Reaktorschutzgebäude zu beschädigen. Die Bombe von Hiroshima hatte eine Sprengkraft von 20 Kilotonnen TNT. Durch Waffen und Geschosse, die in die Hand von Terroristen gelangen und von diesen benutzt werden können, kann ein Kernkraftwerk nicht zerstört werden. Das Anbringen von Haftladungen an das Reaktorschutzgebäude von außen würde einen Aufenthalt der Täter dort – also bereits auf dem Kraftwerksgelände – erfordern, was vom Schutzpersonal im Ernstfall verhindert werden kann. Außerdem ergäben sich hierdurch auch keine ernsthaften Zerstörungen.

Die aufgeführten Beispiele verdeutlichen, in welchem hohen Maße das Kernkraftwerk gegen Sabotage und Terroranschläge geschützt ist. Das Durchbrechen der gegen Zerstörung und unberechtigtes Eindringen errichteten Barrieren ist äußerst schwierig und setzt den Einsatz von äußerst umfangreichen Mitteln voraus, die in keinem Verhältnis zum damit erreichbaren Erfolg stehen. Für Sabotage und terroristische Angriffe existieren zahlreiche Ziele nichtnuklearer Art, die mit erheblich geringerem Aufwand, mit geringerem Risiko und größeren Erfolgsaussichten erreichbar sind. Exemplarisch sei hier nur die Trinkwasserversorgung genannt.

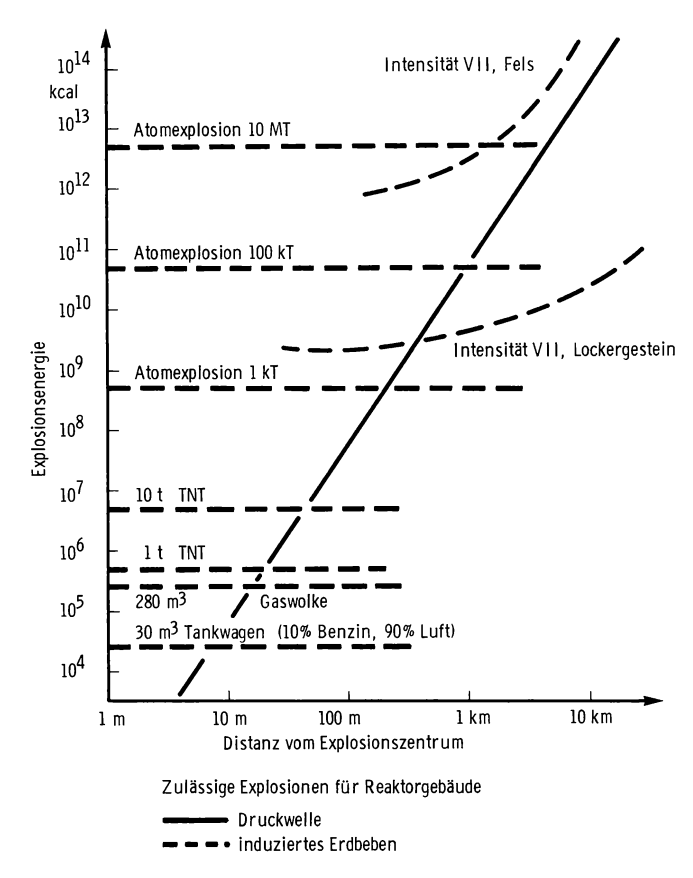


Abbildung 1 Zulässige Explosionen für Reaktorgebäude

Aufgrund der dargestellten Vielfalt von Schutzmaßnahmen kann davon ausgegangen werden, daß durch Sabotageakte das Risiko der Bevölkerung durch Kernkraftwerke nicht signifikant gegenüber dem normalen Risiko, das in der Rasmussen-Studie [2] angegeben ist, erhöht wird.

10.5. Katastrophenschutzpläne

Ebenso wie für andere großtechnische Einrichtungen – Raffinerien, chemische Werke und ähnliches –, bei denen die Möglichkeit besteht, durch Störungen des Betriebsablaufs die Umgebung der Anlage zu beeinträchtigen, werden auch für kerntechnische Anlagen Katastrophenschutzpläne aufgestellt. Da diese Pläne aus verschiedenen Gründen vertraulich behandelt werden, sind sie in der Kernenergiediskussion oft auf zum Teil abenteuerliche Weise zitiert und interpretiert worden.

Katastrophenschutzpläne werden für die jeweilige Anlage von den staatlichen Behörden (z. B. der Kreisverwaltung) in Zusammenarbeit mit dem Betreiber erstellt. Die vertraulichen

Pläne geben Hinweise auf Personen und Institutionen, die im Katastrophenfall zu verständigen sind, mit Angabe der Telefonnummer. Sie geben Anweisungen für das Verhalten im Katastrophenfall und enthalten weiterhin detaillierte Angaben über die freizuhaltenden Zugangsstraßen für Hilfsfahrzeuge sowie die vorgesehenen Wege für Evakuierungsmaßnahmen. Darüber hinaus wird dafür Sorge getragen, die Bevölkerung am Betreten des betroffenen Gebietes zu hindern. Gerüchte, die im betroffenen Gebiet wohnende Bevölkerung dürfe dieses nicht verlassen, sind völlig unsinnig. Es ist lediglich beim Verlassen des Gebietes – dies ist durch Evakuierungsmaßnahmen vorgesehen – eine Kontaminationskontrolle, d. h. eine Überprüfung auf radioaktive Verschmutzung sowie eine Entfernung dieser Verschmutzung durch Dekontamination erforderlich. Damit soll eine mögliche Verschleppung von Radioaktivität verhindert werden. Insgesamt kann festgestellt werden, daß auch für den Fall eines höchst unwahrscheinlichen Ereignisses eine umfangreiche Vorsorge im Rahmen des Katastrophenschutzplanes getroffen ist.

Die Vertraulichkeit der Katastrophenschutzpläne soll verhindern, daß durch private Anrufe die erforderlichen Telefonleitungen besetzt sind oder durch Leichtsinn oder auch durch Mutwillen die für Hilfsfahrzeuge und Evakuierung vorgesehenen Straßen und Wege versperrt werden. Zum anderen soll die Bevölkerung nicht unnötig beunruhigt werden. Es kann wohl begründet die Meinung vertreten werden, daß eine solche Vertraulichkeit sinnvoll ist und eigentlich nicht Anlaß zum Mißtrauen sein sollte.

10.6. Mißbrauch von spaltbarem Material

Von Zeit zu Zeit erscheinen in Presse, Funk oder Fernsehen Meldungen und Berichte, nach denen es Studenten und damit erst recht Physikern oder Ingenieuren möglich sein soll, die Pläne für den Bau einer wirkungsvollen Atombombe zu erstellen. Solche Behauptungen sind geeignet, die Bevölkerung, bei der ohnehin das schreckliche Ereignis der Atombombenabwürfe von Hiroshima und Nagasaki noch nachwirkt, immer wieder zu beunruhigen. Nun besteht allerdings zwischen dem Plan zum Bau einer solchen Waffe und der technischen Verwirklichung dieses Planes ein erhebliches technisches Vakuum, das von den Atommächten vor mehr als 30 Jahren nur mit äußerster Anstrengung und mit höchstem wissenschaftlichem, technischem und finanziellem Aufwand gefüllt werden konnte. Für die Sowjetunion war es nur durch Spionage möglich, in den Besitz des zum Bau und zur Zündung der Atombombe notwendigen Rüstungs-know-how zu kommen. Dies gibt schon eine Vorstellung der Schwierigkeiten, die dem Bau einer „Bastlerbombe" zum Glück entgegenstehen.

Auf einige konkrete Hindernisse gegen den Mißbrauch von spaltbarem Material soll im folgenden detailliert eingegangen werden.

Zuerst ist es erforderlich, in den Besitz des spaltbaren Materials zu gelangen. Zur Sicherung dieses Materials ist jedoch ein vergleichbarer Schutz vorgesehen wie gegen das unberechtigte Eindringen in ein Kernkraftwerk, es sind vielfältige Hindernisse aufgebaut, die – verbunden mit administrativen Maßnahmen – einen Diebstahl verhindern. Die Wirksamkeit dieser Maßnahmen kann leicht abgeschätzt werden, wenn man bedenkt, daß in den mehr als 30 Jahren militärischen Umgangs mit spaltbarem Material kein Fall von Entwendung bekannt geworden ist, obwohl hier außerordentlich große Mengen gehandhabt wurden. Die Sicherung ist um so intensiver, je höher die Anreicherung des Materials, d. h. der Anteil an spaltbaren Isotopen ist. Dies trifft sowohl für hochangereichertes Uran als auch für hochreines Plutonium-239 zu. „Waffenuran" hat eine Anreicherung von mehr als 90% an

Uran-235, während „Waffenplutonium" zu etwa 93% aus Plutonium-239 besteht. Die Beschaffung des Materials in der erforderlichen Menge ist die erste große Schwierigkeit. Der Diebstahl von Waffenspaltstoff aus dem militärischen Bereich kann nach der Erfahrung der letzten Jahrzehnte mit großer Wahrscheinlichkeit ausgeschlossen werden. Somit müßte lediglich die Konsequenz einer eventuellen Entwendung von Plutonium aus der Wiederaufarbeitung berücksichtigt werden.

Die zweite Hürde zwischen Plan und Verwirklichung stellt die Verarbeitung des Plutoniums dar. Aufgrund seiner chemischen und radiologischen Eigenschaften, auf die in Kapitel 9 detailliert eingegangen wird, kann Plutonium nur in hochtechnisierten und spezialisierten Einrichtungen verarbeitet werden. Diese Einrichtungen erfordern zweistellige Millionenbeträge. Überdies stellt die Verarbeitung für den Bastler stets eine nicht übersehbare Gefahr dar [3]. Wegen der bei der Bearbeitung gehandhabten Radioaktivität würden solche Einrichtungen durch bestehende Strahlenschutzüberwachungen auffindbar und lokalisierbar sein.

Als drittes sind die technischen Schwierigkeiten vor allem bei der Zündung einer solchen Bombe zu nennen. Die bloße Anhäufung einer hinreichend großen Menge Spaltstoff würde lediglich zur Kritikalität – dem extrem kurzfristigen Ablauf einer Kettenreaktion – führen, die die Wirkung von Handgranaten hätte. Für eine wirkungsvolle Zündung müßten zwei nahekritische Massen mit einer erheblichen Geschwindigkeit gleichsam zusammengeschossen werden. Diese Geschwindigkeit entspricht nach Auskunft von Experten bei Waffenplutonium etwa dem Zehnfachen der Schallgeschwindigkeit, d. h. mehreren Kilometern pro Sekunde. Dies ist mit einfachen technischen Mitteln schon nicht mehr zu erreichen, so daß moderne Implosionstechniken beherrscht werden müssen. Zusätzliche Schwierigkeiten bereitet die extrem genaue Zeitabstimmung zwischen Zusammenschluß und Neutronenimpuls, mit dem die Kettenreaktion angeregt wird.

Waffenplutonium wird in speziellen Reaktoren in kurzen Betriebszyklen, wobei die Brennelemente nur einen ganz geringen Abbrand erreichen, eigens produziert. Bei längerem Verbleib im Reaktor bilden sich aus dem Plutonium-239 zunehmend höhere Isotope wie Plutonium-240, Plutonium-241, Plutonium-242 (Abbildung 2). Bei Leistungsreaktoren ist bei dem normalen Abbrandzustand die Beimischung an höheren Isotopen auf über 40% gestiegen wie dies aus der Tabelle in Kapitel 4, auf S. 71 ersichtlich ist. Damit befinden sich im Plutonium aus der Wiederaufarbeitung von Leichtwasserreaktor-Brennstoff (Reaktorplutonium) Isotope, die spontan, d. h. sich von selbst spalten und so für die wirkungsvolle Zündung einer Bombe eine gegenüber Waffenplutonium erheblich höhere Zusammenschußgeschwindigkeit erfordern. Mit hohem Aufwand und großem Geschick sind nur Bruchteile der erforderlichen Werte erreichbar. Je größer die Abweichung von den Sollwerten ist, um so kleiner wird die Wahrscheinlichkeit für eine erfolgreiche Zündung und um so geringer die Wirksamkeit eines solchen nuklearen Sprengsatzes. Die Verwendung von Reaktorplutonium erhöht also die technischen Schwierigkeiten für den Bau einer Bombe beträchtlich.

Aufgrund der geschilderten vielfältigen Hindernisse kann festgestellt werden, daß der Bau einer funktionierenden Bastlerbombe aus Reaktorplutonium für Terroristen kaum durchführbar ist [3].

In Abbildung 3 ist eine der beiden Atombomben im Modell dargestellt, die im August 1945 über Japan explodierten. Die Dimensionen geben nur einen geringen Eindruck von den technischen Schwierigkeiten, die zu überwinden waren, obwohl für den Bau dieser Bomben das technische Potential und das technologische Know-how der Vereinigten Staaten von Amerika zur Verfügung standen.

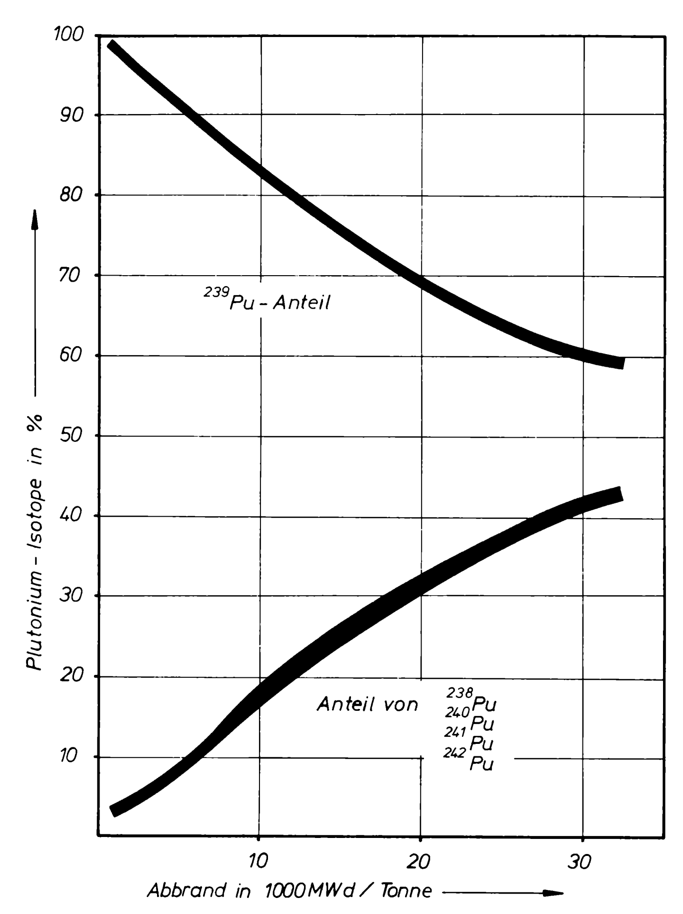


Abbildung 2 Abhängigkeit der Plutoniumzusammensetzung vom Abbrand der Brennelemente von Leichtwasserreaktoren

Im Rahmen des Exportes von kerntechnischen Anlagen in Länder der Dritten Welt ist in der Öffentlichkeit heftiger die Frage diskutiert worden, ob solche Staaten über die friedliche Nutzung der Kernenergie in den Besitz von Atomwaffen gelangen können.

Die geschilderten erheblichen technischen Schwierigkeiten für die Zündung von Spaltstoffanordnungen aus Reaktorplutonium bestehen auch für einen Staat, der den Bau von Kernwaffen plant; jedoch könnte für diesen die Herstellung von Sprengkörpern im Bereich einiger Kilotonnen TNT möglich sein. Eine Verbesserung der Qualität des Reaktorplutoniums durch Verringerung des Anteils der höheren Isotope wäre durch eine Verkürzung der Standzeit der Brennelemente im Reaktor, d. h. durch eine Verringerung des Abbrandes möglich. Dies würde jedoch bedeuten, daß anstelle eines Brennelementwechsels einmal pro Jahr ein Brennelementwechsel etwa 2mal im Monat zu erfolgen hätte. Als Konsequenz benötigte dieser Staat damit die etwa 25fache Menge an Brennelementen sowie an leicht angereichertem Uran. Darüber hinaus müßte ihm eine genügend große Aufarbeitungskapazität zur Verfügung stehen. Diese sprunghafte Vergrößerung seines Bedarfs könnte der

Weltöffentlichkeit nicht verborgen bleiben. Ebenso würde eine Erweiterung einer bestehenden Anreicherungsanlage für 3% Anreicherung auf etwa 90% nicht unbemerkt vor sich gehen können.

Der Weg zum Besitz von Kernwaffen über die friedliche Kernenergieproduktion, die Investitionskosten in Milliardenhöhe erfordert, ist für einen Staat ein Umweg. Zudem ist eine aus Reaktorplutonium von einem Staat mit großem Aufwand erstellte Nuklearwaffe unbestimmt in ihrer Wirkung und unsicher in ihrer Funktionstüchtigkeit. Das Ziel des Baues eines nuklearen Sprengsatzes kann mit anderen Möglichkeiten, im Prinzip auch mit Hilfe von Forschungsreaktoren erreicht werden, wie das indische Beispiel zeigte. Die politische Entscheidung, über die kommerzielle Kernenergienutzung Kernwaffen zu entwickeln, erfordert die höchsten Kosten, den umfangreichesten technologischen Aufwand, die weitestgehende industrielle Kapazität und die längste Zeit [4]. Um eine solche Entscheidung zu verhindern, wurde der Vertrag zur Nichtweitergabe von Kernwaffen mit seinen umfangreichen Kontrollmechanismen ausgehandelt und von der großen Mehrheit aller Staaten unterzeichnet und von den Parlamenten ratifiziert.

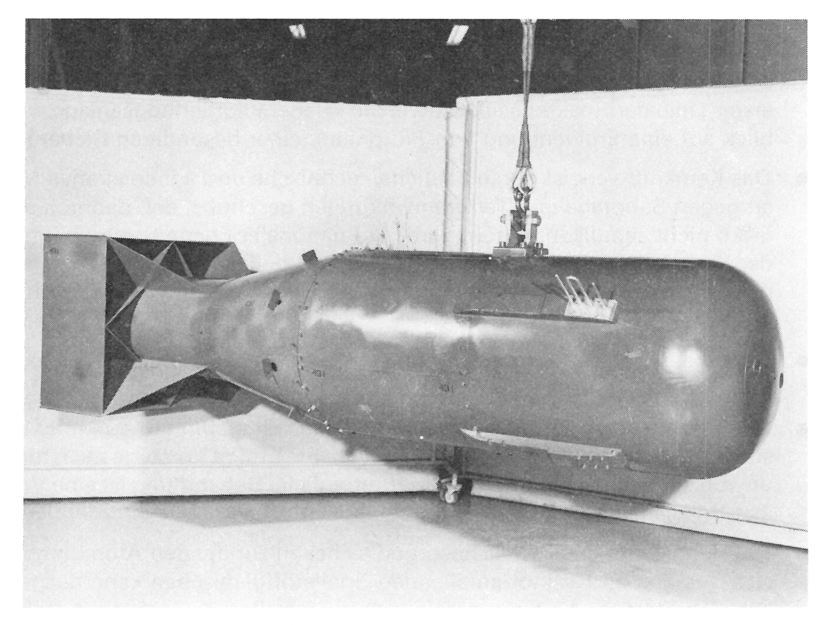


Abbildung 3 Modell der Atombombe „Little Boy", die 1945 über Hiroshima explodierte (Durchmesser ca. 70 cm, Länge ca. 300 cm, Gewicht ca. 4 t, Explosivkraft ca. 20 kt TNT)

Prinzipiell ist zu sagen, daß ein Staat, der in der Lage ist, sich die wissenschaftlich-technischen Kenntnisse auf dem Nukleargebiet zu verschaffen, der bereit ist, erhebliche Geldmittel aufzubringen und auszugeben, auch Erfolg haben könnte, sich damit in den Besitz von Kernwaffen zu bringen. Es ist jedoch die Frage zu klären, ob die Weltöffentlichkeit und die Nuklearmächte dies ohne Intervention zulassen würden. Die Energieerzeugung durch kommerzielle Leistungsreaktoren ist wie die gesamte friedliche Nutzung der Kernenergie äußerst umfangreichen Kontrollen unterworfen, wie sie auch im Vertrag zwischen der Bun-

desrepublik, Brasilien und der Internationalen Atomenergie Behörde (IAEO) festgelegt sind. Von den etwa 100 Nicht-Kernwaffen-Staaten, die den Nichtweitergabevertrag unterzeichnet haben, besitzt etwa die Hälfte die technologische Basis, Kernwaffenmaterial zu produzieren; bisher gibt es keine Anzeichen dafür, daß sie davon Gebrauch gemacht haben.

Die Tatsache, daß in vielen Ländern der Welt, wie auch in unserem Land, erhebliche Mengen an höchstwirksamen Kernwaffen lagern, wird von der Bevölkerung hingenommen, ohne daß es dagegen größeren Widerstand oder gar Demonstrationen gibt. Verglichen damit sind die Mengen an Spaltstoffen, die im Zuge der friedlichen Nutzung der Kernenergie umlaufen, weniger bedeutend. Dagegen richtet sich aber zur Zeit heftiger Widerstand.

10.7. Zusammenfassung

Die bisher gemachten Ausführungen über die Sicherung kerntechnischer Anlagen und spaltbarer Materialien sollen in einigen kurzen Thesen zusammengefaßt werden.

- Die Möglichkeiten der Einwirkung Dritter auf die verschiedenen Stationen des Brennstoffkreislaufs wurden eingehend analysiert. Dabei konnte festgestellt werden, daß in erster Linie der Reaktor selbst sowie die Wiederaufarbeitungsanlage, vor allem im Hinblick auf eine Entwendung von Plutonium, einer besonderen Sicherung bedürfen.
- Das Kernkraftwerk ist durch bauliche, technische und administrative Maßnahmen derart gegen Sabotage und Terroreinwirkungen geschützt, daß dadurch das Kernenergierisiko nicht signifikant erhöht wird. Auf nationaler Ebene sorgt ein integriertes System der Sicherung aufgrund atomrechtlicher und polizeirechtlicher Vorschriften und Maßnahmen für eine wirkungsvolle Prävention gegen die Einwirkung Dritter auf kerntechnische Anlagen.
- Gegen die Entwendung von Plutonium sind ähnliche Maßnahmen vorgesehen, wie sie für ein Kernkraftwerk gegen unberechtigtes Eindringen realisiert sind.
- Das Bestehen von Katastrophenschutzplänen ist nicht auf Kernkraftwerke beschränkt, sondern für große Industrieanlagen üblich. Sie treffen Vorsorge auch für den Fall höchst unwahrscheinlicher Ereignisse. Ihre vertrauliche Behandlung ist eine Voraussetzung für ihre Wirksamkeit.
- Die Herstellung einer wirksamen und sicher zu zündenden Atombombe durch Terroristen aus den im Reaktor anfallenden Spaltstoffgemischen kann ausgeschlossen werden. Ob Staaten, die Kernenergie nutzen, zum Bau einer solchen Bombe in der Lage sind, hängt von ihrem Einsatz ab, den sie aufwenden wollen und vom Verhalten der Weltöffentlichkeit und der Kernwaffenstaaten. Die friedliche Nutzung der Kernenergie kann dabei nicht die entscheidende Hilfe leisten. Dem Kernwaffensperrvertrag kommt dabei eine wichtige Aufgabe zu.

Die Fragen der Sabotage oder der Möglichkeit der Waffenproduktion mit Hilfe der Kernenergie können somit nicht als hinreichend fundierte Gründe angesehen werden, die friedliche Nutzung der Kernenergie völlig abzulehnen. Die Bundesrepublik Deutschland hat durch mehrere völkerrechtliche verbindliche Verträge auf die Herstellung von Kernwaffen verzichtet. Daher würde durch eine einseitige Aufgabe der friedlichen Nutzung der Kernenergie durch die Bundesrepublik das Risiko der Weiterverbreitung von Kernwaffen in der Welt nicht vermindert, geschweige denn völlig ausgeschlossen.

Literatur

[1] *Zünd, H.:* Äußere Einwirkungen. SVA-Tagung Sicherheit von Kernkraftwerken. Nov. 1974. Zürich: Schweizerische Vereinigung für Atomenergie (SVA) 1974

[2] (Nureg 75/014) U.S. Nuclear Regulatory Commission. October 1975, Reactor Safety Study, An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants. WASH-1400

Der Rasmussen-Bericht (WASH-1400), Übersetzung der Kurzfassung. IRS-S-13. Institut für Reaktorsicherheit der Technischen Überwachungsvereine e.V., Köln 1976

[3] *Meyer, W., Loyalka, S.K., Nelson, W.E., Williams, R.W.:* The Homemade Nuclear Bomb Syndrome. Nuclear Safety Bd. 18, Nr. 4 (1977) S. 427–438

[4] *Starr, C.:* Nuclear power and weapons proliferation – the thin link. Nuclear News. Bd. 20, Nr. 6 (1977) S. 54–57

11. Kernenergie und Strahlenrisiko

A. Feldmann
Institut für Biotechnologie der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

11.1. Natürliche und künstliche Umgebungsstrahlung

11.1.1. Natürliche Umgebungsstrahlung

Strahlung ist ein natürlicher Faktor unserer Umwelt. Die Lebewesen sind z. B. ständig der von der Sonne ausgehenden Infrarot-, Licht- und UV-Strahlung ausgesetzt. Neben diesen relativ energiearmen Strahlenarten, die bei entsprechend hoher Dosierung aber durchaus schädigen können (Hitzeschaden, Sonnenbrand), kommt von jeher auch energiereiche, ionisierende Strahlung natürlich vor. Das Leben auf der Erde hat sich in Jahrmillionen unter diesem Strahleneinfluß entwickelt. Bisher liegt kein Beweis dafür vor, daß von dieser natürlichen Grundstrahlung schädliche Wirkungen auf die Gesundheit ausgehen, noch können die immer wieder aufgestellten Behauptungen bezüglich der negativen Einflüsse auf das Erbgut belegt werden. Es spricht vielmehr vieles dafür, daß die biologischen Systeme im Verlauf ihrer Evolution durch die Entwicklung von Reparatur- und Selektionsmechanismen eine weitgehende Anpassung an diese natürliche Strahlenexposition vollzogen haben. Für die Beurteilung des Einflusses zusätzlicher künstlicher Strahlenbelastungen ist daher das Ausmaß der natürlichen Exposition von großer Bedeutung.

Bei den natürlichen Strahleneinflüssen ist zwischen äußerer und innerer Bestrahlung zu unterscheiden. Die äußere Bestrahlung erfolgt durch die kosmische und die terrestrische Strahlung. Die innere Bestrahlung wird durch radioaktive Isotope verursacht, die mit der Nahrung und der Atemluft, sowie teilweise auch über die Haut, in den Körper gelangen.

Äußere Bestrahlung

Die kosmische Strahlung hat ihren Ursprung im Sternensystem (galaktische Komponente) bzw. auf der Sonne (solare Komponente). Sie besteht vorwiegend aus freigesetzten Protonen, die als sogenannte Primärstrahlung mit großer Energie auf die oberen Schichten der Lufthülle treffen und dort mit Atomkernen reagieren. Die dabei entstehenden Sekundärteilchen lösen weitere Umwandlungen aus, wobei jeweils Energie verloren geht. Als Folge dieser Prozesse erreicht die Erdoberfläche ein Gemisch verschiedener Strahlenarten. Die sogenannte harte Komponente dieser Sekundärstrahlung besteht vorwiegend aus Mesonen, deren Energie immer noch so groß ist, daß meterdicke Betonwände durchdrungen werden.

Die weiche Komponente enthält Elektronen, Positronen und Gammastrahlen. Diese relativ energiearmen Strahlen werden auf ihrem Weg durch die Lufthülle teilweise absorbiert, so daß die Dosisleistung der kosmischen Strahlung mit der Höhenlage variiert. In Meereshöhe liegt die Jahresdosis der kosmischen Strahlung bei rd. 30 mrem[1]) (Tabelle 1), in 1500 m Höhe sind es 50–60 mrem. Bei den ersten Kilometern erfolgt etwa je 1,5 km eine Verdoppelung der Dosis.

Die terrestrische Strahlung geht von in der Erdkruste vorhandenen Radioisotopen aus.Ihre Konzentration hängt von den geologisch-mineralogischen Verhältnissen ab, so daß von Ort zu Ort Unterschiede in der Dosisleistung möglich sind. Die mittlere Gonadendosis (Gonaden: Keimdrüsen) der Erdstrahlung liegt in der Bundesrepublik bei etwa 55 mrem/a (Tabelle 1). (Extreme Werte: Bremen etwa 30 mrem/a, Oberfranken etwa 120 mrem/a, Tabelle 2.)

Interessant ist in diesem Zusammenhang, daß die in Deutschland gemessenen Höchstwerte der Erdstrahlung anderenorts z. T. weit überschritten werden. Dies gilt z. B. für umfangreiche Granitbezirke in Frankreich, in denen die mittlere Jahresdosis 300 mrem beträgt. Rund 7 Mio. Menschen wohnen in diesen Gebieten. Besonders hohe Dosiswerte werden auf Monazitsandstein, wie er in Indien und Brasilien vorkommt, erreicht. Die Monazitsande enthalten Thorium, und zwar liegt die Thoriumkonzentration im indischen Staat Kerala zwischen 8,0 und 10,5%.

In Kerala hat *Gopal-Ayengar* mit seinen Mitarbeitern von 1970 bis 1972 in einem 55 km langen Küstenstreifen, der von etwa 70000 Menschen bewohnt wird, eine dosimetrische

Tabelle 1 Natürliche Strahlenexposition in mrem/Jahr (q-Faktor bei Alphastrahlung und Neutronen = 10) (nach Aurand abgeändert)

Strahlenquelle	Gonaden	Knochen (Osteozyten)	Lunge
Äußere Bestrahlung			
Kosmische Strahlung in Meereshöhe	30	30	30
Terrestrische Strahlung	55–60	55–60	55–60
Innere Bestrahlung			
Kalium-40	20	15	20
Kohlenstoff-14	1,5	1,5	1,5
Radium-226 (1/3 Folge-Prod.)	0,2	10	0,2
Thorium-228	0,3	10	0,3
Blei-210, Polonium-210	3	40	3
Inhalation von Radon und Folgeprodukten	1	1	60 Alveolen 120 Bronchien
Insgesamt	ca. 110	ca. 160	ca. 230

[1]) Erklärung der Maßeinheiten s. Anhang

Studie durchgeführt. Dabei wurde die Strahlenexposition von 8513 Personen, die in 2374 Haushalten lebten, gemessen. Bei einer Umrechnung der gemessenen Strahlendosen auf die Gesamtzahl der 70000 Bewohner ergab sich, daß 60000 Personen Jahresdosen von mehr als 500 mrem erhielten und davon wieder 4500 mehr als 1000 mrem bzw. 470 mehr als 2000 mrem. Gemessen wurde die Gesamtdosis mit an Arm und Hals getragenen Dosimetern. Die zusätzlichen Belastungen durch Inkorporation von Radionukliden wurden nicht erfaßt. Kriterien für die Strahlenwirkung waren der Fruchtbarkeitsindex, das Geschlechterverhältnis der Neugeborenen, die Kindersterblicheit, die Zahl der Fehl- und Mehrfachgeburten sowie die sichtbaren Mißbildungen.

Tabelle 2 Strahlenexposition der Bevölkerung an verschiedenen Orten der Bundesrepublik aus natürlichen Strahlenquellen (Stieve, nach Bundesgesundheitsamt)

Strahlenexposition (mrem/a)	Bremen	Saarland	Oberfranken Kreis Wundsiedel	Mittelwert Bundesrepublik
Durch kosmische Strahlung	30	35	38	35
Durch terrestrische Strahlung von außen	37	69	121	52
Durch Aufenthalt in Wohnungen	8	37	28	18
Durch inkorporierte natürliche radioaktive Stoffe	20	20	20	20
Summe	95	161	207	125
Strahlenexposition in einer Generationsperiode von 30 Jahren (mrem)	2850	4830	6210	3650

Die Untersuchungen erbrachten gegenüber vergleichbar schwach strahlenbelasteten Bevölkerungsgruppen keinen Unterschied in der Häufigkeit der untersuchten Kriterien. Lediglich bei einer Gruppe von 22 Ehepaaren, die eine Jahresdosis von mehr als 2000 mrem erhielten, zeigte sich ein niedrigerer Fruchtbarkeitsindex sowie eine höhere Kindersterblichkeit. Eine signifikante Abhängigkeit von der empfangenen Strahlendosis konnte jedoch nicht nachgewiesen werden.

In der Schweiz haben *Renfer* und *Hengelhaupt* die Krebshäufigkeit (Malignome, Sarkome, Leukämie) in Abhängigkeit von der natürlichen Strahlenbelastung untersucht. Dabei wurde das Land in drei Zonen eingeteilt. In Zone I betrug die Strahlenbelastung weniger als 120 mrem/a, in Zone II bis 180 mrem/a und in Zone III 180 bis 250 mrem/a. Für die Zonen I und II ergab sich eine höhere Krebshäufigkeit als für die am stärksten strahlenbelastete Zone III.

Die an verschiedenen Orten bei einem relativ großen Personenkreis durchgeführten Untersuchungen über die Wirkung der natürlichen Strahlenexposition zeigen, daß eine jährliche Strahlendosis bis zu 2 rd, in 30 Jahren also rund 60 rd, keine nachweisbaren Schäden auslöst. Daraus kann zwar nicht gefolgert werden, daß derartige Strahlenbelastungen unbedenklich sind. Auf jeden Fall aber sind die Wirkungen so gering, daß sie von anderen Einflüssen – wie Lebensgewohnheiten oder sozialer Struktur – überlagert werden und somit in den statistischen Schwankungen untergehen.

Innere Belastung

Die innere Belastung des menschlichen Körpers erfolgt vor allem durch die Radioisotope Kalium-40, Kohlenstoff-14, Radium-226 und Radon-222 sowie die Folgeprodukte der beiden letztgenannten Isotope. Die einzelnen Radionuklide gelangen teils in fester Form mit der Nahrung in den menschlichen Organismus, teils werden sie gasförmig aufgenommen.

Kalium und Kohlenstoff sind im menschlichen Körper relativ gleichmäßig verteilt. Infolgedessen kommt es durch Inkorporationen von Radioisotopen dieser beiden Elemente zu einer Ganzkörperbestrahlung, die bei Kalium-40 rund 20 mrem/a und beim Kohlenstoff-14 rund 1,5 mrem/a ausmacht (Tabelle 1).

Anders liegen die Verhältnisse beim Radium-226 und seinem Folgeprodukt Blei-210, auch Radium D genannt, und dessen Folgeprodukt Polonium-210 (Radium F). Diese Isotope werden nach Aufnahme in den menschlichen Körper bevorzugt in der Knochensubstanz und im Knochenmark abgelagert und führen dort zu einer partiellen jährlichen Belastung von rd. 40 mrem.

Eine ähnliche Teilkörperbelastung erfolgt bei der Inhalation von gasförmigen Isotopen, wozu insbesondere das Radon und seine Folgeprodukte gehören. Hier sind vornehmlich die Luftwege betroffen. Da die eingeatmeten Aerosole, die Träger der kurzlebigen Folgeprodukte des Radons sind, entsprechend ihrer Größe in verschiedenen Abschnitten des Atemtrakts abgeschieden werden, sind darüber hinaus auch die einzelnen Teilbereiche des Luftweges einer unterschiedlichen Strahleneinwirkung ausgesetzt. Am stärksten werden die mittleren Bronchien belastet, nämlich im Durchschnitt mit einer biologisch relevanten Dosis von 120 mrem/a (80–200 mrem/a). Die Alveolen der Lunge erhalten im Mittel etwa 60 mrem/a (40–100 mrem/a). Diese hohen Partialdosen werden durch den großen Luftdurchsatz und vor allem dadurch verursacht, daß die Zerfallsprodukte des Radons vornehmlich dicht ionisierende Alphastrahlen aussenden.

Für die Strahlenwirkung, insbesondere für die Entstehung von Krebszellen, ist die Dosis an den Basalzellen des Bronchialepithels entscheidend. Infolge der Absorption von Alphastrahlung in der darüberliegenden Schleimzellenschicht dürfte die mittlere natürliche Strahlenbelastung der Basalzellen nach *Muth* bei etwa 200–400 mrem/a liegen. Das wäre das zwei- bis dreifache der mittleren Bronchialdosis.

Insgesamt ergibt sich nach Addition der Einzelwerte für die äußere und innere Bestrahlung in Meereshöhe eine Ganzkörperbelastung von 110 mrem/a. Die Gonaden sind der gleichen Dosis ausgesetzt. Beim Skelettsystem erhöht sich der Jahreswert auf rd. 160 mrem. Die Bronchien sind, bedingt durch die starke Inhalation von Radon, mit rd. 200–400 mrem/a das am stärksten belastete Organ des menschlichen Körpers.

11.1.2. Künstliche (zivilisatorische) Strahlenbelastung

Einen Überblick über die derzeitige künstliche Strahlenexposition gibt Tabelle 3. Den größten Belastungsanteil erbringt die Röntgendiagnostik. In der Bundesrepublik werden zur Zeit jährlich pro Kopf der Bevölkerung etwa 1,5 röntgendiagnostische Untersuchungen durchgeführt. Die so verursachte mittlere jährliche Keimdrüsendosis beträgt rund 50 mrem. Es handelt sich dabei um einen Durchschnittswert pro Kopf der Gesamtbevölkerung, also um eine Zahl, die auch die jeweils nicht untersuchten Personen mit einbezieht. Da im Verlauf eines Jahres aber jeweils nur ein Teil der Bevölkerung röntgendiagnostisch untersucht

wird, liegt im Einzelfall die tatsächlich applizierte Dosis z. T. erheblich über dem Mittelwert für die Gesamtbevölkerung.

Bei vernünftiger Anwendung der Röntgendiagnostik lassen sich grobe somatische und genetische Schäden sicherlich vermeiden. Würde allerdings schon eine Dosis von etwa 100 mrem, wie manchmal behauptet wird, ein erhebliches Risiko darstellen, dann müßte es bei der großen Zahl der röntgendiagnostisch untersuchten Personen zu einer erfaßbaren Schadensmanifestation kommen. Dies ist jedoch nicht der Fall. Grundsätzlich kann es aber keinen Zweifel daran geben, daß die Röntgendiagnostik sowohl im Einzelfall als auch hinsichtlich der Gesamtbelastung der Bevölkerung mehr Aufmerksamkeit als bisher erfordert.

Gegenüber der medizinisch-diagnostischen Anwendung von Röntgenstrahlen kann die sonstige zivilisatorische Strahlenexposition weitgehend vernachlässigt werden. Zum Beispiel liegt die durch radioaktive Leuchtfarben und Fernsehen sowie durch sonstige Kleinstquellen verursachte Bestrahlung im Mittel unter 2 mrem/a (Tabelle 3). Etwa 1 mrem/a betrug 1976 die Keimdrüsenexposition durch Fallout und Washout von Atombombenversuchen.

Tabelle 3 *Mittlere genetisch signifikante zivilisatorische Strahlenexposition in der Bundesrepublik (Bericht der Bundesregierung an den Deutschen Bundestag über „Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung im Jahre 1976")*

1. Anwendung ionisierender Strahlen und radioaktiver Stoffe in der Medizin		ca. 50 mrem/a
a) Röntgendiagnostik	ca. 50 mrem/a	
b) Strahlentherapie	<1 mrem/a	
c) Nuklearmedizin	ca. 2 mrem/a	
2. Beruflich strahlenexponierte Personen (Beitrag zur mittleren Strahlenexposition des Menschen)		<1 mrem/a
3. Verwendung radioaktiver Stoffe und ionisierender Strahlung in Forschung und Technik		<2 mrem/a
a) Durch kerntechn. Strahlenquellen	<1 mrem/a	
b) Durch Industrieerzeugnisse	<1 mrem/a	
c) Durch Störstrahler	<1 mrem/a	
4. Fallout von Kernwaffenversuchen		<1 mrem/a
a) Von außen im Freien abgeschirmt	<1 mrem/a	
b) Durch inkorporierte radioaktive Stoffe	<1 mrem/a	
5. Kerntechnische Anlagen		<1 mrem/a

Die Emissionen von kerntechnischen Anlagen sind zur Zeit mit weniger als 1 mrem/a an der Belastung der Bevölkerung beteiligt und somit praktisch bedeutungslos. Die allgemein restriktive Auslegung der bestehenden Vorschriften und die Weiterentwicklung der technischen Schutzeinrichtungen lassen erwarten, daß dies auch in Zukunft so sein wird.

Tabelle 4 Keimdrüsendosis in Milliröntgen je Aufnahme (Bundesminister des Innern, Jahresbericht über Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung 1974)

	Frauen	Männer
Schirmbildaufnahme	0,02– 3	0,05– 0,7
Lungenaufnahme	0,1 – 6	0,04– 1,8
Lungendurchleuchtung	0,5 – 6	0,25– 1,2
Schädelaufnahme	0,05– 10	0,2 – 10
Magen- und Dünndarm-Darstellung	10 – 340	6 – 44
Gallenblasenaufnahme	5 – 300	0,6 – 9,5
Kontrasteinlauf	10 –2900	40 – 820
Schwangerschaftsaufnahme	260 – 660	
Blasen- und Harnleiter-Darstellung	230 –1940	90 –3700
Unterleibsaufnahme	50 –1150	50 –1360
Intravenöse Nierendarstellung	200 – 925	70 –1240
Lendenwirbelsäule	120 – 490	20 – 940
Beckengegend	160 – 405	190 –1100
Hüfte und Oberschenkel (oberes Drittel)	120 – 260	710 –1120
Oberschenkel (mittleres und unteres Drittel)	1 – 35	30 – 830

Insgesamt ergibt sich für die zivilisatorische Strahlenbelastung eine mittlere Keimdrüsendosis von rd. 60 mrem/a. Wie bereits gesagt, im Einzelfall einer röntgendiagnostischen Untersuchung wird dieser Wert z.T. erheblich überschritten. Stärkere Abweichungen vom Mittelwert der zivilisatorischen Strahlenbelastung ergeben sich auch durch die Verwendung unterschiedlicher Baustoffe, die teilweise mit Radioaktivität angereichert sind. So ist die jährliche Keimdrüsendosis in Wohnungen in Bremen mit 33 mrem am niedrigsten und im Saarland mit 76 mrem am höchsten. Im Saarland liegt die jährliche Keimdrüsendosis in Wohnungen im Mittel um 26 mrem höher als im Freien. In Bremen bringt dagegen der Aufenthalt in Wohnungen praktisch keine Erhöhung der Strahlenbelastung, da sich hier die Eigenstrahlung des Baugesteins und dessen Abschirmwirkung gegenüber der Außenstrahlung kompensieren. Einer erheblichen Strahlenbelastung unterliegen auch Raucher. Die natürlich vorkommenden Radioisotope Blei-210 und Polonium-210 reichern sich im Tabak an und gelangen beim Abbrennen in die Luftwege und in die Lunge. Es ließ sich berechnen, daß das bronchiale Epithelgewebe eines mittleren Rauchers im Verlauf von 25 Jahren einer Strahlenbelastung von etwa 20000 mrem ausgesetzt ist (*Little, J.B.*, 1975). Die einzelnen Tabakherkünfte unterscheiden sich allerdings erheblich in ihrem Gehalt an Radioaktivität.

11.2. Emissionen der Kernkraftwerke

11.2.1. Dosisgrenzwerte und Ermittlung der Strahlenbelastung

Kernkraftwerke und andere kerntechnische Anlagen geben mit der Abluft und mit dem Abwasser radioaktive Stoffe an die Umwelt ab. Die so verursachte Strahlenbelastung muß gemäß Strahlenschutzverordnung „so gering wie möglich" gehalten werden. Sie darf bei den Ableitungen über die Luft und das Wasser bei den Keimdrüsen, dem Uterus, dem Knochenmark und dem Ganzkörper jährlich je Belastungsweg Luft oder Wasser 30 mrem nicht über-

schreiten. Bei der Schilddrüse und sonstigen Organen sind insgesamt 90 mrem/a zulässig, und bei der Haut und bei den Knochen beträgt die maximal zulässige Jahresdosis 180 mrem. Diese Höchstwerte gelten für die ungünstigste Einwirkungsstelle. Darunter wird die Stelle in der Umgebung eines Kernkraftwerkes verstanden, „bei der aufgrund der Verteilung der freigesetzten Radioaktivität in den Medien der Umwelt sowohl die höchste Strahlenexposition in der Umgebung als auch bei einem Konsum von in diesem Bereich erzeugten Lebensmitteln die höchste Ingestionsdosis zu erwarten ist. Dabei ist irrelevant, ob diese Stelle zur Zeit bewohnt ist oder zur Erzeugung von Nahrungsmitteln genutzt wird" (Allgemeine Berechnungsgrundlagen des Bundesministers des Innern).

Die Emissionen der Kernkraftwerke führen – wie die natürliche Strahlenexposition – zu einer inneren und äußeren Strahlenbelastung des Körpers. Bestrahlungen von außen (Submersion) können durch radioaktive Stoffe in der Abluftwolke, auf dem Boden und der Vegetation sowie in den Gewässern erfolgen. Innere Bestrahlungen ergeben sich durch die Aufnahme radioaktiver Stoffe mit der Atemluft (Inhalation) und der Nahrung (Ingestion).

Die Tabellen 5a und 5b zeigen, daß die Strahlenbelastung durch Kernkraftwerke bei den verschiedenen Organen und Expositionspfaden meist ganz erheblich unter den Grenzwerten der Strahlenschutzverordnung liegt.

Die überall vorhandene Grundstrahlung aus kosmischer Strahlung und Erdstrahlung und die dabei gegebenen zeitlichen Schwankungen machen es unmöglich, die durch Kernkraftwerke verursachte geringe Strahlenbelastung von meist weniger als 1 mrem/a meßtechnisch zu erfassen. Man ist auf Berechnungen angewiesen. Dabei geht man von den Abgabemengen über Abluft und Abwasser aus, ermittelt deren Ausbreitung in der Umgebung

Tabelle 5a Strahlenexposition im Jahr 1976 in der Umgebung von Kernkraftwerken durch die Abgabe radioaktiver Stoffe mit dem Abwasser (Bundesminister des Innern: Jahresbericht über Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung 1976)

Kernkraftwerk	Maximale Strahlenexposition des Ganzkörpers (mrem/a) für Einzelpersonen über				Mittlere Strahlenexposition (mrem/a) der Bevölkerung (Ganzkörper) – Summe (einschl. Bestrahlung am Ufer)
	Trinkwasser	Fisch	landwirtschaftl. Produkte	Summe (einschl. Bestr. am Ufer)	
Kahl	<0,01	<0,02	<0,01	<0,03	<0,01
Gundremmingen	<0,06	<1,0	<0,3	<1,4	<0,2
Lingen	<0,01	<0,04	<0,01	<0,06	<0,01
Obrigheim	<0,01	<0,6	<0,04	<0,7	<0,03
Stade	<0,01	<0,01	<0,01	<0,01	<0,01
Würgassen	<0,01	<0,02	<0,01	<0,09	<0,01
Biblis A, Biblis B	<0,01	<0,01	<0,01	<0,01	<0,01
Neckarwestheim	<0,01	<0,01	<0,01	<0,01	<0,01
Brunsbüttel	<0,01	<0,1	<0,01	<0,1	<0,01
Grenzwerte nach Strahlenschutzverordnung				30	30

Tabelle 5b *Strahlenexposition im Jahr 1976 in der Umgebung von Kernkraftwerken durch die Abgabe radioaktiver Stoffe mit der Abluft (Bundesminister des Innern: Jahresbericht über Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung 1976)*

Kernkraftwerk	Maximale*) Strahlenexposition (mrem/a) durch				Mittlere Keimdrüsenexposition (mrem/a) der Bevölkerung über Gamma-Submersion im Umkreis von	
	Submersion		Ingestion			
	Gamma-Submersion (Ganzkörper)	Beta-Submersion (Haut)	Jod-131**) (Schilddrüse – Kleinkind)	C-14***) (Knochen – Erwachsener)	0–3 km	0–20 km
Kahl	0,08	0,05	1	0,02	0,002	< 0,001
Gundremmingen	0,4	0,1	40	0,04	0,02	< 0,001
Lingen	0,2	0,04	1	0,02	0,01	< 0,002
Obrigheim	0,07	0,06	0,1	0,4	0,002	< 0,001
Stade	0,3	0,09	1	0,04	0,01	< 0,001
Würgassen	0,2	0,3	30	0,9	0,002	< 0,001
Biblis A, Biblis B	0,04	0,01	2	0,1	0,003	< 0,001
Neckarwestheim	0,006	0,007	0,2	0,06	0,001	< 0,001
Brunsbüttel	0,03	0,02	0,001	0,02	0,001	< 0,001
Grenzwerte nach Strahlenschutzverordnung	30	180	90	180	30	30

*) Berechnet für den ungünstigsten Aufpunkt
**) Annahme eines Milchverzehrs von 0,8 l pro Tag von einer Kuh, die während der Weidezeit dauernd am ungünstigsten Aufpunkt weidet, sowie Annahme, daß die Hälfte des Jodes in elementarer Form vorliegt
***) Berechnet unter der Annahme, daß die Gesamtnahrung am ungünstigsten Aufpunkt erzeugt wird

und kommt schließlich über die Aufnahme und Verteilung im menschlichen Körper zur Strahlenbelastung des Gesamtkörpers und der einzelnen Organe (*Geiß, H.* und *Paschke, M.,* Kapitel 12).

Zur Vereinfachung und Vereinheitlichung der Rechenverfahren hat man für die Weitergabe eines Radioisotops in der Nahrungskette (z. B. Boden – Weidepflanze – Kuh – Milch – Kleinkind) sowohl für die Einzelschritte als auch für die Summe von Schritten „Transferfaktoren" ermittelt. Die Berechnung der Dosisbelastung des Körpers erfolgt mit Hilfe von „Dosisfaktoren". Man versteht darunter einen festen Verhältniswert zwischen aufgenommener Aktivität und Strahlenbelastung des Gesamtkörpers bzw. einzelner Organe. Bei der Festlegung dieser Werte hat man die Stoffwechseldaten und die Ernährungsgewohnheiten eines Durchschnittsmenschen (Standard-Mensch) zugrundegelegt.

11.2.2. Relationen zur natürlichen Strahlenbelastung

In der Diskussion um die biologischen Risiken der Kernenergie ist die Frage nach der Vergleichbarkeit von natürlicher und zivilisatorischer Strahlenexposition aus Kernkraftwerken immer wieder gestellt und von den Gegnern der Kernenergie meist negativ beantwortet

worden. Die Strahlenbiologen und die Strahlenmediziner dagegen halten fast ausnahmslos eine solche Vergleichbarkeit für berechtigt. Für sie ist die natürliche Strahlenexposition eine ganz wesentliche Bezugsgröße für die Beurteilung schwacher zivilisatorischer Strahlenbelastungen.

Die Wirkung von ionisierender Strahlung in Materie – auch in lebender Materie – beruht auf Wechselwirkungen zwischen Strahlung und Materie. Diese Wechselwirkungen unterliegen rein physikalischen Gesetzen und sind davon unabhängig, ob es sich hierbei um Strahlung von natürlichen oder künstlichen Radioisotopen handelt. Sie vollziehen sich als Anregung und Ionisation von Atomen und Molekülen (physikalische Primärreaktion, vgl. Abschnitt 11.3.). Diese Vorgänge können je nach Strahlenart und Strahlenenergie sowie räumlicher und zeitlicher Verteilung in der Materie unterschiedliche biologische Wirkungen haben. Wenn jedoch in einem biologischen System bei gleicher Energiedosis auch die räumliche und zeitliche Verteilung der primären physikalischen Ereignisse übereinstimmt, ist auch die biologische Wirkung identisch. Damit ist es zunächst aber auch gleichgültig, ob eine Strahlenbelastung von außen oder von innen erfolgt. Sofern die genannten Übereinstimmungen gegeben sind, führen innere und äußere Bestrahlungen zu den gleichen Wirkungen. Das heißt aber auch, daß externe Bestrahlungen Aussagen über die Wirkungen interner Belastungen zulassen.

Es kann festgestellt werden, daß zwischen der Strahlung aus natürlichen Quellen und der aus künstlichen radioaktiven Stoffen, wie sie in den Ableitungen von Kernkraftwerken auftreten, kein grundsätzlicher Unterschied besteht. Dies gilt auch, wie die Deutsche Strahlenschutzkommission im Dezember 1976 in einer eingehenden Stellungnahme festgestellt hat, wenn man chemische Transmutation und Auger-Effekt in die Betrachtung mit einbezieht.

11.3. Die strahlenbiologische Wirkungskette

Energiereiche Strahlung, die in Form externer oder interner Bestrahlung im Körpergewebe absorbiert wird, tritt in Wechselwirkung mit den Atomen und Molekülen, aus denen die lebendige Materie aufgebaut ist. Dabei kommt es in einer physikalischen Primärreaktion zunächst zur Anregung und Ionisation von Atomen und Molekülen. Dadurch können Molekularverbände und größere Strukturen zu Bruchstücken zerfallen, so daß ihre Funktionsfähigkeit gestört ist bzw. gänzlich verloren geht (Abbildung 1). Es bilden sich freie Radikale.

Auf die physikalischen Direkteffekte folgt dann sekundär eine Fülle chemischer und biochemischer Reaktionen. Dabei kann durch Reparaturprozesse der alte Zustand wieder hergestellt werden. So werden insbesondere die Einzelstrangbrüche beim Träger der genetischen Information, der Desoxyribonucleinsäure (DNS)[2], sehr effizient ausgeheilt (*Pellerin*). Die gebildeten freien Radikale können sich aber auch zu neuen stofflichen Verbindungen zusammenschließen, die teilweise toxisch sind und so den Strahlenschaden sekundär verstärken. Die wichtigsten chemischen Reaktionen vollziehen sich im Wasser, dem Lösungsmittel des biologischen Materials.

Bei den biochemischen Reaktionen sind insbesondere die Vorgänge an den hochkomplizierten Eiweiß- und Nukleinsäuremolekülen der Zelle von Bedeutung. Von diesen Struktu-

---

[2]) Desoxyribonucleinacid (DNA)

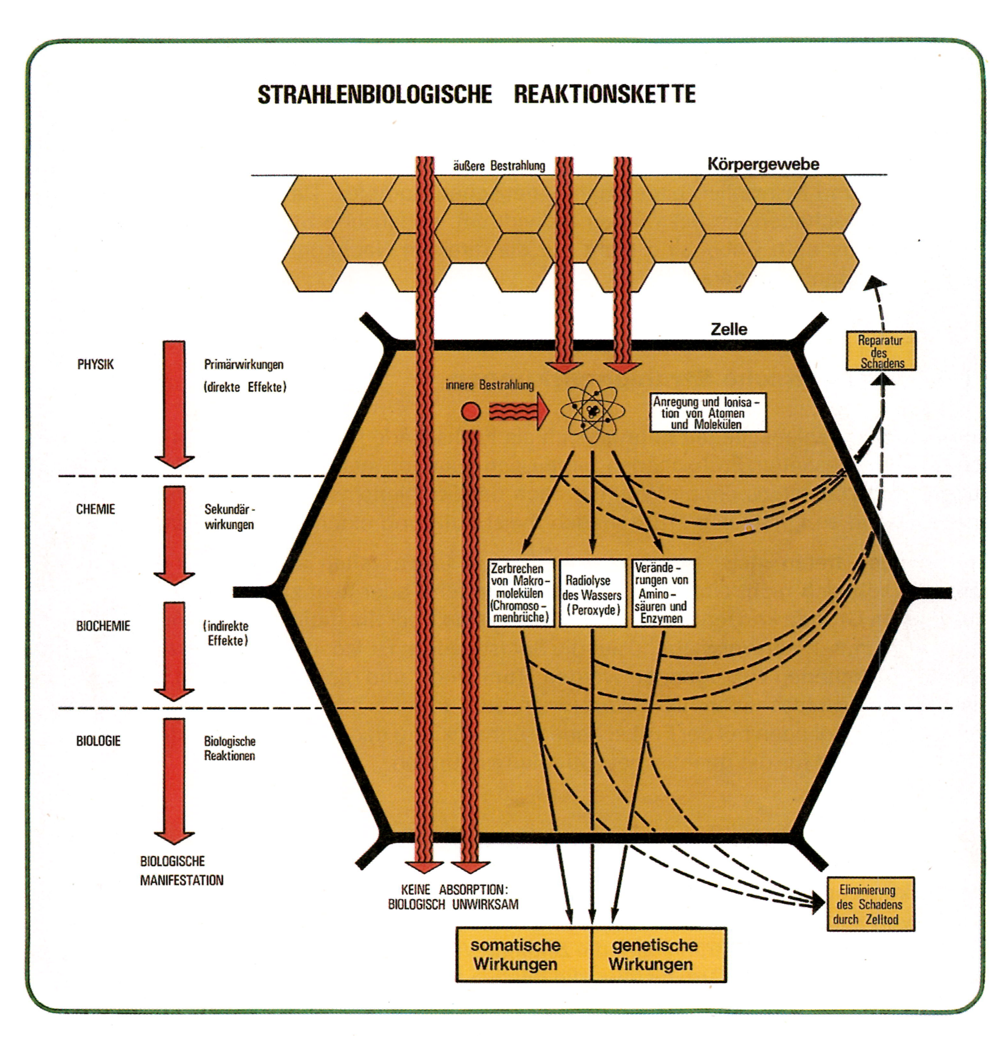


Abbildung 1 Die strahlenbiologische Reaktionskette

ren geht ein vielfältiges dynamisches und steuerndes Geschehen aus, das durch eine große Zahl von ineinandergreifenden Kreisprozessen gekennzeichnet ist. Ein Angriff der Strahlung, insbesondere an der Spitze dieses hierarchisch organisierten Systems, kann so Auswirkungen in weiten Bereichen nach sich ziehen.

Die primären physikalischen und die sekundären chemisch-biochemischen Reaktionen manifestieren sich schließlich als biologischer Bestrahlungseffekt. Die vollzogene Schädigung einer Zelle oder eines Zellkomplexes ist jedoch noch nicht gleichbedeutend mit dem Wirksamwerden dieses Schadens. Das Gewebe besitzt die Fähigkeit, geschädigte Zellen zu erkennen und mit Hilfe seines Immunsystems zu eliminieren. Damit bleibt der gesetzte Schaden ohne Konsequenzen. Derartige Selektionsmechanismen sind besonders ausgeprägt bei den Keimzellen entwickelt.

Im Falle der Schadensrealisierung wird zwischen somatischen und genetischen Wirkungen unterschieden, wobei somatische Schäden durchaus eine Veränderung der DNA in den betroffenen Zellen als Ursache haben können. Der somatische Körperbereich, oder kurz das Soma, umfaßt den gesamten Körper unter Ausschluß der Keimzellen (Ei- und Samenzellen) und jener Gewebe, in denen diese Zellen produziert werden (Keimdrüsen, Gonaden). Keimdrüsen und Keimzellen bilden den genetischen Komplex. Damit äußern sich somatische Strahlenschäden am bestrahlten Individuum, genetische Strahlenschäden in seiner Nachkommenschaft. Dabei sind nicht nur die direkten Nachkommen betroffen, sondern auch nachfolgende Generationen.

11.4. Somatische Strahlenwirkungen

Somatische Strahlenschäden können sich als Frühschäden (akuter Schaden) oder Spätschäden manifestieren. Frühschäden zeigen sich nur nach relativ hohen Strahlendosen und äußern sich spätestens einige Wochen nach der Strahleneinwirkung. Den hohen Dosen entsprechend ereignen sich Frühschäden meist aufgrund externer Bestrahlungen.

Spätschäden treten meist erst nach jahrelangen Latenzzeiten auf. Die kritische Dosisschwelle läßt sich nicht eindeutig definieren; sie fehlt oder liegt zum wenigsten sehr tief. Aus diesem Grunde konzentriert sich die Diskussion über die biologischen Wirkungen von Kraftwerksemissionen vorwiegend auf die Spätschäden. Trotzdem soll an dieser Stelle auch auf die Frühschäden eingegangen werden. Zum einen sind die in den letzten Jahren stark diskutierten Fruchtschäden hier einzuordnen, zum anderen erleichtert die Kenntnis gewisser Gesetzmäßigkeiten bei der Frühschadensentwicklung das Verständnis für die Spätschäden und ebenso für die genetischen Strahlenwirkungen.

11.4.1. Somatischer Strahlenfrühschaden

Die Wirkung einer Bestrahlung, ob somatischer oder genetischer Natur, hängt von einer Anzahl von Faktoren ab. Von besonderem Einfluß sind die Dosis, also die Menge an empfangener Strahlung, die Strahlenart, die zeitliche Verteilung einer Dosis, die räumliche Verteilung der Strahlung im Organismus, die relative Strahlenempfindlichkeit, wozu z. B. Einflüsse des Alters, aber auch der Erbanlage zählen, und der Einfluß von Milieufaktoren, zu denen insbesondere Modifikationen in der Strahlensensibilität durch Ernährung, Mißbrauch von Genuß- und Arzneimitteln sowie Umweltbelastungen gehören (Abbildung 2). Hier sei neben einer kurzen Darstellung der Dosisbeziehungen und des Einflusses der Strahlenart nur auf den Zeitfaktor und die Ganz- oder Teilkörperbestrahlung eingegangen, weil hier bei den einzelnen zur Diskussion stehenden Schadensfällen (somatische Früh- und Spätschäden, genetische Schäden) voneinander abweichende Verhältnisse vorliegen.

Dosis und Strahlenfrühschäden

Allgemein gilt für die Gesamtheit der somatischen Körperzellen, daß ein Frühschaden erst nach einer gewissen Mindestmenge an Strahlung, d. h. nach Überschreiten eines Schwellenwertes, erkennbar wird. Unterhalb dieses Schwellenwertes sind unmittelbare biologische Folgen einer Bestrahlung nicht feststellbar. Nach Überschreiten des Schwellenwertes verstärkt sich mit zunehmender Dosis die biologische Wirkung ständig. Für den somatischen Frühschaden gilt also die Kurve C in Abbildung 3.

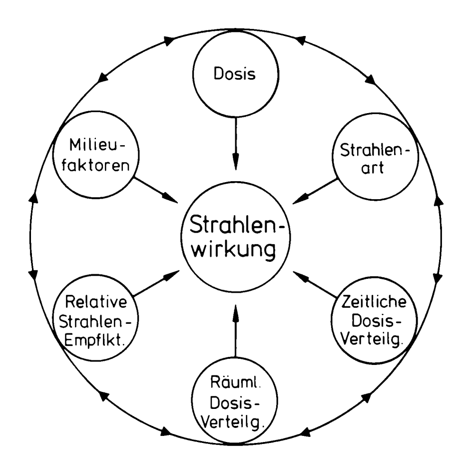


Abbildung 2 Faktorenabhängigkeit der Strahlenwirkung. Die genannten Faktoren sind sowohl beim somatischen Frühschaden als auch beim somatischen Spätschaden und den genetischen Effekten wirksam (nach Rausch)

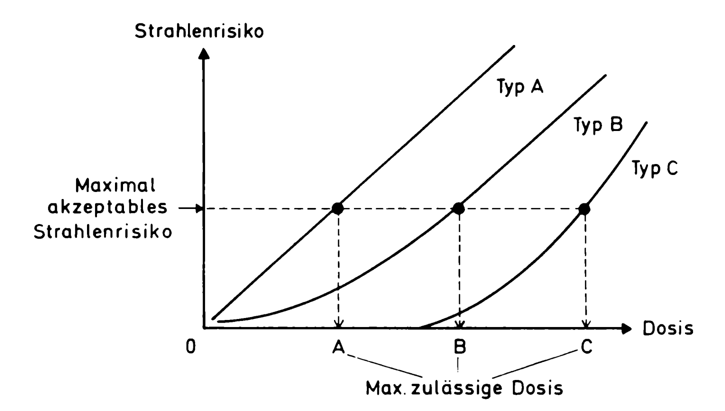


Abbildung 3 Schematische Darstellung der Dosis-Risiko-Beziehungen im Bereich kleiner Strahlendosen

Beim linearen Funktionstyp A und beim sigmoiden Typ B ist jede noch so kleine Dosis mit einem Strahlenrisiko behaftet. Beim Typ A ist der Risikozuwachs bzw. -verlust pro Dosiseinheit gleich groß, beim Typ B nimmt das Risiko mit sinkender Dosis ab. Der sigmoide Typ C mit Schwellenwert, der für die Strahlenfrühschäden gültig ist, hat eine Schwellendosis, unterhalb der das Risiko gleich Null ist (nach *Jacobi*).

Es muß davor gewarnt werden, die praktische Bedeutung des Schwellenwertes zu überschätzen. Die Tatsache, daß wiederholte Einzelbelastungen mit Strahlendosen unterhalb des Schwellenwertes auf die Dauer zu Spätschäden führen können, beweist, daß auch unterhalb des Schwellenwertes Veränderungen gesetzt werden, die sich offensichtlich akkumulieren. Dementsprechend liegen die Toleranzdosen der Strahlenschutzverordnung wesentlich unterhalb dieses Schwellenwertes für Strahlenfrühschäden.

Der Schwellenwert für den Menschen liegt bei einmaliger kurzfristiger Ganzkörperbestrahlung, also bei der ungünstigsten denkbaren Situation, zwischen 25–50 rem. Bei diesen Dosen zeigen sich Veränderungen im Blutbild, und zwar nimmt die Zahl der Lymphozyten und bei weiter ansteigender Dosis auch die der anderen Blutkörperchen ab. Der Schaden im Bereich der Schwellenwertdosis ist also nur klinisch faßbar. Bei rund 100 rem kommt es zur Strahlenkrankheit. Nach einer Latenzzeit von etwa 14 Tagen zeigen sich Haarausfall, Diarrhöe, Appetitmangel und allgemeines Unwohlsein. Ernsthaftere Komplikationen sind selten. Um 400 rem liegt die sogenannte LD-50 (die für 50% der Bestrahlten zum Tode führt) und Dosen um 700 rem sind fast immer tödlich. Die vorstehenden Werte gelten nur für die einmalige kurzfristige Bestrahlung des gesamten Körpers bzw. des Rumpfes. Werden nur Teile des Körpers insbesondere die Extremitäten erfaßt oder verlängert sich die Bestrahlungszeit, so verändern sich diese Werte zum Teil ganz erheblich (s. Zeitfaktor und räumliche Dosisverteilung).

Einfluß der Strahlenart

Die einzelnen Strahlenarten haben eine unterschiedliche biologische Wirksamkeit. Ausschlaggebend ist dabei vor allem die Größe der linearen Energieabgabe (linearer Energietransfer=LET-Faktor) an das Gewebe bzw. die daraus resultierende Ionisationsdichte. Ionen sind elektrisch geladene Atome oder Moleküle bzw. Molekülteile, die aus einem elektrisch neutralen Atom oder Molekül durch Abspaltung oder Anlagerung von Elektronen oder durch Aufspaltung von Molekülen enstehen. Die Ionisationsdichte gibt an, wie häufig sich der Vorgang der Ionisation beim Durchgang der Strahlung durch die Materie je µm Weglänge (1 µm=1/1000 mm) ereignet. Strahlen mit gleicher Ionisationsdichte haben in etwa die gleiche biologische Wirksamkeit. Je größer die Ionisationsdichte einer Strahlenart ist, um so kleiner kann also die Dosis sein, mit der ein bestimmter Effekt erzielt wird.

Charakterisiert werden diese Verhältnisse durch den Faktor der relativen biologischen Wirksamkeit (RBW-Faktor). Da sich jedoch in der Praxis gezeigt hat, daß die Strahlenwirkung nicht immer dieser physikalischen Meßgröße parallel geht, wurde basierend auf praktischen Ergebnissen der Qualitätsfaktor (q-Faktor) eingeführt. Der q-Faktor geht dann in die Maßeinheit rem ein, und zwar derart, daß die absorbierte Energiedosis, die in rd gemessen wird, mit dem q-Faktor multipliziert wird. Die Maßeinheit rem kann also nicht direkt gemessen werden.

Für locker ionisierende Strahlen (Beta- und Gamma-Strahlen, in der Regel auch Röntgenstrahlen) ist der q-Faktor gleich 1, so daß hier die rd- und rem-Werte identisch sind. Alphastrahlen haben je nach Teilchenenergie einen q-Faktor von etwa 2–11, Neutronenstrahlen einen q-Faktor von 1–20 und sind damit von entsprechend höherer Wirksamkeit.

Die q-Faktoren für die verschiedenen Strahlenarten und Strahlenenergien sind unter Berücksichtigung aller biologischen Konsequenzen für den Menschen international so festgelegt, daß gleiche rem-Werte für die verschiedenen Strahlenarten das gleiche biologische Risiko beinhalten und somit ihre Vergleichbarkeit gegeben ist (Äquivalentdosis). Ein rem Röntgenstrahlen ist unter sonst gleichen Bedingungen also von gleicher Wirksamkeit wie 1 rem Alpha- oder Neutronenstrahlen.

Zeitliche Dosisverteilung (Zeitfaktor)

Die Wirkung einer Strahlenbelastung hängt nicht nur von der Höhe der Dosis, sondern auch von der Zeit ab, in der diese Dosis den Organismus erreicht. Im allgemeinen ist die

Wirkung einer bestimmten Strahlendosis um so geringer, je größer der Zeitraum ist, in welchem diese Dosis zur Einwirkung kommt, d.h. bei einer kontinuierlichen Bestrahlung mit kleiner Dosisleistung (Protrahierung) oder bei mehrmaliger Bestrahlung mit kleinen Einzeldosen (Fraktionierung) ist die Wirkung schwächer als bei einmaliger Applikation der gleichen Dosis in einer kurzen Zeit. Tabelle 6 vermittelt einen Eindruck von der Wirksamkeit des Zeitfaktors.

Tabelle 6 Einfluß des Zeitfaktors bei Ganzkörperbestrahlung von Mäusen (nach Rajewsky)

Dosis (R)	Bestrahlungsbedingungen	Letalität*)
1000	Einmalig kurzzeitig	100%
1000	10 × 100 R täglich	90%
1000	10 × 100 R verteilt auf 16 Tage	70%
1000	12 × 75 R + 2 × 50 R verteilt auf 18 Tage	40%
1000	20 × 50 R täglich	30%
1200	Einmalig kurzzeitig	100%
1200	500 + 700 R, Abstand 7 Tage	80%
1200	500 + 700 R, Abstand 10 Tage	73%
1200	500 + 700 R, Abstand 15 Tage	64%

*) Anteil der nicht überlebenden Versuchstiere

Die Erscheinung des Zeitfaktors basiert im wesentlichen auf zwei Reaktionskomplexen, von denen der eine physiko-chemischer, der andere biologischer Natur ist. Beim physiko-chemischen Zeitfaktor ist u.a. von Einfluß, daß mit abnehmender Dosisleistung die durch Ionisation gebildeten freien Radikale weniger dicht gepackt sind und so deren Reaktionsmöglichkeiten eingeschränkt sind. Der biologische Zeitfaktor beruht darauf, daß Schädigungen im somatischen Bereich nicht irreversibel, sondern bis zu bestimmten Dosishöchstwerten heilbar sind. Im somatischen Bereich gibt es also eine Erholung von Strahlenschäden. Das Fehlen eines Zeitfaktors würde bedeuten, daß jeglicher Strahlenschaden irreversibel ist.

Räumliche Dosisverteilung (Ganz- und Teilkörperbestrahlung)

Wäre bei der Strahlenwirkung allein die Menge der insgesamt vom Körper absorbierten Strahlenenergie ohne Rücksicht auf ihre Verteilung im Organismus maßgebend, so ließe sich relativ leicht eine gültige Beziehung zwischen Dosis und Wirkung für alle Strahlenbedingungen aufstellen. Die vorliegenden Befunde zeigen jedoch, daß gleich hohe Dosen, als Ganz- oder Teilkörperbestrahlung gegeben, zu unterschiedlichen Reaktionen führen. Aus der Strahlentherapie weiß man, daß Bestrahlungen mit etwa 3000 bis 5000 R als Herddosis in der Tumortherapie und bis zu 10000 R in der Oberflächentherapie im allgemeinen keine bedrohlichen Reaktionen nach sich ziehen. Als Ganzkörperbestrahlung gegeben sind jedoch bereits absorbierte Dosen um 700 R tödlich. Andererseits ist aber auch bekannt, daß eine Lokalbestrahlung bestimmter Organe schon bei schwachen Dosen u.U. starke Allgemeinschäden bewirken kann. Die verschiedenen Organe des menschlichen Körpers zeigen also eine unterschiedliche Strahlensensibilität.

Einen Überblick über die Strahlenempfindlichkeit einiger Körperorgane des Menschen gibt Tabelle 7. Besondere Bedeutung kommt dabei jenen Gewebekomplexen zu, die eine besonders hohe Strahlenempfindlichkeit besitzen. Hierzu gehören die blutbildenden Organe (Knochenmark, Milz, Lymphknoten), die Schleimhautzellen im Bereich der Speise- und Luftwege, die Keimdrüsen und die Haare. Relativ strahlenempfindlich ist auch die Haut.

Tabelle 7 Strahlenempfindlichkeit von Geweben beim Menschen

Organ	Sensibilitätsstufe
Blutbildende Organe (Milz, Thymus, Lymphknoten, Knochenmark)	+++
Keimdrüsen (Ovarien, Gonaden)	+++
Magen-Darmtrakt	+++
Respirationstrakt	+++
Haarpapillen	+++
Haut	++
Auge	++
Gefäßsystem	++
Leber	+
Niere	+
Lunge	+
Herz	+ (−)
Muskulatur	+ (−)
Knochen	−

+++ Sehr empfindlich
++ Empfindlich
+ Schwach empfindlich
− Unempfindlich

Die hohe Strahlenempfindlichkeit dieser Organe beruht auf einer Gemeinsamkeit. Alle hoch strahlensensiblen Gewebe sind mitotisch aktiv, d. h. in ihnen laufen Zellteilungen ab. Dabei werden aus Stammzellen durch Teilung intermediäre Tochterzellen gebildet. Diese durchlaufen einige weitere Teilungszyklen und differenzieren dann zu Funktionszellen aus. Die Zellumsätze sind dabei je nach Gewebe- und Zelltyp recht unterschiedlich. Die Lebensdauer der Granulozyten des Blutes beträgt z. B. nur rd. 24 Stunden. In dieser Zeit müssen also alle Zellen des gesamten Blutsystems ersetzt werden; bei Menschen mittleren Gewichts sind dies rd. 30 Mrd. Pro Minute müssen demnach rd. 100 Mio. Zellen neu gebildet werden. In der Dünndarmschleimhaut werden täglich mehrere Billionen Zellen produziert.

In das Zellteilungsgeschehen greift die Strahlung nun derart ein, daß die Mitose, also die Kernteilung, je nach Dosis mehr oder weniger lange blockiert wird. Gleichzeitig laufen jedoch die cytoplasmatischen[3]) Vermehrungsvorgänge weiter. Als Folge kommt es zu einer vorzeitigen Ausdifferenzierung von Stammzellen, die damit zu Funktionszellen werden und ihre Teilungsfähigkeit verlieren. So wird z. B. bei einer Dosis von 200 rd die Zahl der teilungsfähigen Zellen auf etwa die Hälfte reduziert, bei einer Dosis von 800 rd ist nur noch 1% der Zellen zur Mitose fähig. Die Strahlung führt also zu einer Störung des Gleichgewichts zwischen Zellabgang und Zellzugang.

Die Zellerneuerungssysteme sind in der Lage, bestimmte Belastungsproben zu bestehen. Sie gleichen Zellverluste, wie sie z. B. durch Blutungen, Infektionen oder auch Strahlenbelastungen entstehen, durch eine entsprechende Mehrproduktion wieder aus. Zum Versagen kommt es erst dann, wenn der Bedarf die Produktionsmöglichkeiten übersteigt, der Zellverlust also durch eine erhöhte Produktion nicht mehr ausgeglichen werden kann.

Die dann im Fall von Bestrahlung auftretende Erkrankung hat ihre entscheidende Ursache darin, daß die Schutzfunktion der Schleimhautzellen und die Abwehrkraft der weißen Blutkörperchen nicht mehr gegeben ist. Damit wird dem ständig gegebenen mikrobiologischen Angriff die Tür geöffnet. Die Folge sind entzündliche Prozesse in den Luft- und Speisewegen, die in schweren Fällen mit inneren Blutungen und hohem Fieber verbunden sind. Der Strahlenfrühschaden ist also eine Infektionserkrankung.

Fruchtschäden

Die aufgezeigten Verhältnisse machen deutlich, daß Gewebe mit hohen Zellumsätzen besonders strahlenempfindlich sind. Zwischen der Intensität der Zellteilungstätigkeit und der Strahlensensibilität besteht eine direkte Beziehung. Es kann daher nicht überraschen, daß das keimende Leben im Mutterleib besonders gefährdet ist. Dabei bilden die ersten Entwicklungswochen, in denen im gesamten Embryo rasch aufeinanderfolgende Zellteilungen ablaufen, das empfindlichste Stadium. Hier kann es nach Bestrahlung zur Mißbildung (teratogenen Schäden) kommen.

Die Induktion von Mißbildung setzt nun voraus, daß das normale Zellteilungsgeschehen modifiziert wird, und zwar im Regelfalle wohl derart, daß Zellteilungen unterbunden werden. Meßbare Auswirkungen auf das Teilungsgeschehen in Form einer Verlängerung der Zyklusdauer sind bei etwa 10 rd festzustellen. Der nächste Teilungszyklus läuft dann meist verkürzt ab, wodurch der erlittene Zellverlust wieder kompensiert wird. Je nach Dosis normalisiert sich die Zyklusdauer im Verlauf weniger nachfolgender Teilungsschritte. Auch Temperaturänderungen von wenigen Grad können die gleiche Wirkung haben. Veränderungen der Zyklusdauer sind also etwas ganz Normales und können nicht zu Mißbildungen führen.

Allgemein setzt die Minderung von Zellneubildungen bei etwa 50 rd ein. Das stimmt mit der Beobachtung überein, daß bei Dosen in diesem Bereich in den ersten Schwangerschaftswochen mit Fehlgeburten und Mißbildungen zu rechnen ist, und daß darunter derartige Ereignisse normalerweise auszuschließen sind. Mit zunehmender Entwicklung steigt die Strahlenresistenz des Embryos erheblich an.

Versucht man trotz der Komplexität der embryonalen Strahlenschäden und des teilweise unzureichenden Kenntnisstandes eine Risikoabschätzung, so bleibt als wesentliche Orientierungshilfe das Tierexperiment, insbesondere mit der Maus. Strahlenbelastungen vor der Implantation des Eis führen bei ihr häufiger zum Tod des Embryos als zu Mißbildungen. In der Frühphase der Embryonalentwicklung (Blastogenese) kann bei konzentrierter Bestrahlung mit Dosen ab 5–15 rd die Entwicklung gestört werden, und zwar sowohl in Form von Anomalien als auch Aborten. Auch in der anschließenden Phase der Organbildung (Organogenese) sind ab 5 rd Entwicklungshemmungen und Skelettmißbildungen möglich. Augen- und Hirnanomalien sind in dieser Phase ebenso bei Dosen von wenigen rd an aufwärts nicht gänzlich auszuschließen. Insgesamt ist in der Organogenese der pränatale Tod

[3]) Cytoplasma = alle Zellbestandteile außer Zellkern

seltener als vor der Eieinpflanzung, Mißbildungen und der Tod des Neugeborenen dominieren hier. Im letzten Drittel der Trächtigkeit der Maus nimmt die Resistenz gegen teratogene und tödliche Wirkungen der Strahlung stark zu. Dosen, die den Fötus töten, führen dann in der Regel auch zum Tod der Mutter.

Nach den bisherigen Erkenntnissen müssen wir annehmen, daß der menschliche Embryo ähnlich empfindlich ist wie der der Maus, und daß somit für ihn in etwa die gleichen Minimaldosen gültig sind. Die genannten unteren Grenzwerte erhöhen sich jedoch bei verdünnter Bestrahlung etwa um den Faktor 5. Damit liegen die Werte wiederum im Bereich jener Dosen, die weiter oben für Beobachtungen am Menschen genannt wurden. Der BEIR-Report hält denn auch für morphologische Veränderungen am Menschen die Annahme einer Schwellendosis zwischen 25 und 50 R für berechtigt. – Es ist heute unbestritten, daß für Embryonalschäden Reparaturmechanismen bestehen.

Die durch Kernkraftwerke verursachte geringe Strahlenbelastung von weniger als 1 Millirem je Jahr bedeutet für die Entwicklung des menschlichen Embryos also kein Risiko. Bei dieser Feststellung ist zu beachten, daß die ersten vier Wochen der Entwicklung das empfindlichste Stadium darstellen und daß der Embryo in diesem Zeitraum weniger als 0,1 mrem empfängt. Ein vierwöchiger Urlaub einer graviden Tieflandbewohnerin in 1000 m Höhe ist mit einer größeren Gefährdung verbunden, denn dort erhält sie in diesem Zeitraum allein an kosmischer Strahlung zusätzlich rd. 1 mrem (kosmische Strahlung, Hamburg 31 mrem/a, Hinterzarten bei 900 m über NN 43 mrem/a).

In diesem Zusammenhang sei kurz auf die Publikationen des Amerikaners *Sternglass* eingegangen. *Sternglass* versuchte in seinen Arbeiten mit Hilfe statistischer Analysen zunächst zu beweisen, daß schon die durch den Fallout von Atombombenexplosionen und die Emissionen von Kernkraftwerken verursachten schwachen Strahlenbelastungen die Kindersterblichkeit stark erhöhen. So sollen in den USA von 1950 bis 1968 allein durch das im Fallout enthaltene Strontium-90 zusätzlich 375000 Säuglingssterbefälle (1. Lebensjahr) hervorgerufen worden sein. Ähnliche Behauptungen wurden von ihm später hinsichtlich der Fötus- und Erwachsenensterblichkeit, der Leukämierate und zahlreicher anderer Krankheiten, wie Influenza, aufgestellt.

Die Behauptungen von *Sternglass* widersprachen von vornherein allen experimentellen und epidemiologischen Untersuchungen und Beobachtungen und wurden inzwischen auch wissenschaftlich widerlegt. U.a. hat *Ott* das statistische Vorgehen von *Sternglass* näher analysiert. Genannt seien auch die kritischen Publikationen von *Hull* und *Böck*.

Sternglass hat weder theoretisch noch statistisch noch experimentell einen Beweis für seine Behauptungen erbracht. Die von ihm verwendeten Daten sind in keiner Weise repräsentativ, sie wurden von ihm in Hinblick auf ein bestimmtes gewünschtes Ergebnis ausgewählt.

11.4.2. Somatische Strahlenspätschäden

Spätschäden werden vor allem in Verbindung mit schwachen chronischen Strahlendosen diskutiert, aber auch einmalige hohe Belastungen können nach ausgeheilten akuten Schäden später erneut Erkrankungen nach sich ziehen. In Hiroshima und Nagasaki wird uns dies noch heute immer wieder demonstriert.

Zu den Spätschäden gehört z. B. die Sterilität, die in der Frühzeit der Strahlenanwendungen bei Röntgenpersonal infolge mangelhafter Schutzvorrichtungen und sorglosen Vorgehens

relativ häufig beobachtet wurde. Bis zu Jahresdosen von rd. 15 rem ist jedoch im allgemeinen keine Minderung der Fruchtbarkeit zu erwarten.

Der typische Strahlenspätschaden ist der Krebs. Zahlreiche Tierexperimente haben immer wieder die karzinogene Wirkung ionisierender Strahlen bestätigt. Darüber hinaus liegen umfangreiche praktische Erfahrungen beim Menschen vor, die das Bild abrunden (sächsischer Uranbergbau, beruflich strahlenexponierte Personen, Strahlentherapie, Hiroshima und Nagasaki, Schilddrüsenbestrahlungen u. a.). Ionisierende Strahlen erzeugen keine typische Art von Strahlenkrebs. Sie erhöhen die Zahl der spontan auftretenden Krebsarten, wobei allerdings neben der Leukämie vor allem Knochen-, Leber-, Lungen-, Schilddrüsen- und Brusttumore beobachtet wurden.

Die Latenzzeiten zeigen eine große Schwankungsbreite. Bei der Leukämie beträgt der Mittelwert etwa 10 Jahre, bei den malignen Geschwülsten sind es im Mittel rund 25 Jahre. In Hiroshima und Nagasaki ist die Zahl der Leukämiefälle seit etwa 1973 wieder normal, bei den bösartigen Tumoren war zu dieser Zeit gerade das Maximum der atomar bedingten Schadensfälle überschritten.

Im allgemeinen nimmt die Latenzzeit mit abnehmender Strahlendosis zu. Es muß also eine Dosis geben, bei der die Latenzzeit größer ist als die Lebenserwartung des Individuums und der Zeitpunkt der Manifestation somit nicht erreicht wird. Strahlenbelastungen im Alter wären damit hinsichtlich der Tumorinduktion weniger nachteilig als in der Jugend. Dieser Altersvorteil wird aber wahrscheinlich dadurch kompensiert, daß mit zunehmendem Alter das allgemeine Risiko für maligne Geschwülste größer wird.

Ganzkörperbestrahlung

Für die Beurteilung schwacher Strahlendosen im Hinblick auf ihre Spätwirkungen ist zunächst von grundsätzlicher Bedeutung, daß alle durch ionisierende Strahlen bewirkten Spätschäden auch spontan in der Bevölkerung vorkommen. Die einzelnen Individuen sind also für diese Erkrankungen unterschiedlich sensibel bzw. sensibilisiert. Dadurch ist eine Induktion von Spätschäden zwangsläufig viel weniger an eine bestimmte Dosis gebunden als bei akuten Schäden.

Die Frage, wo nun die untere Schwelle der Gefährlichkeit ionisierender Strahlung liegt, ist schwierig zu beantworten. Es ließen sich nämlich bei schwachen Strahlendosen weder im Experiment noch bei epidemiologischen Untersuchungen signifikante Zahlen über die karzinogene Wirkung erzielen. Man war daher bei der Risikoabschätzung gezwungen, sich auf statistische Befunde zu beziehen, die im wesentlichen nach kurzzeitiger Einwirkung relativ hoher Dosen von meist über 100 rem gewonnen wurden. Von diesen Werten ausgehend hat man dann gegen Null extrapoliert. Damit wurde unterstellt, daß das Risiko linear verläuft und somit je Dosiseinheit im unteren Dosisbereich die gleiche Wirksamkeit besteht wie bei hohen Dosen.

Eine weitere Schwierigkeit ergab sich aus der Tatsache, daß der Einfluß des Zeitfaktors nicht exakt zu beurteilen war. Man ging auch hier von dem größtmöglichen Risiko aus und unterstellte, daß chronische Belastungen ähnlich wirksam sind wie einmalige Kurzzeitbestrahlungen mit gleicher Gesamtdosis. Ein Zeitfaktor wurde also nicht berücksichtigt.

Unter den genannten Annahmen wurden u.a. die 1972 publizierten Risikowerte des BEIR[4])-Reports der National Academy of Sciences (USA) ermittelt. Für 1 rem ergaben sich

---

[4]) BEIR=biological effects of ionizing radiation

bei einer Million (10^6) Menschen zusätzlich 90–450 Krebstodesfälle einschließlich der Leukämie. Als wahrscheinlichster Bereich wurden 150–210 zusätzliche Fälle genannt.

Man war sich bei diesen auf der Basis einer linearen Dosiseffektkurve gewonnenen Risikodaten von vornherein darüber im klaren, daß man von extrem vereinfachten Annahmen ausging, und daß das Risiko wahrscheinlich zu hoch eingeschätzt wurde. Der BEIR-Report stellt dann auch ausdrücklich fest: „Lineare Modelle sind leicht anzuwenden und geben sichere Abschätzungen – aber sie führen zur Festlegung von Risiken über Null selbst im niedrigsten Dosisbereich."

In den vergangenen Jahren hat sich nun immer mehr bestätigt, daß eine Risikoabschätzung unter der Annahme eines linearen Verlaufs der Dosiseffektkurve für Strahlenarten mit hoher Ionisationsdichte in etwa berechtigt ist (Abbildung 3, Kurve A), für weniger dicht ionisierende Strahlen gilt dies offensichtlich nicht. Dies zeigen neben zahlreichen Tierexperimenten, bei denen sich S-förmige Kurvenverläufe ergaben, insbesondere neue Auswertungsergebnisse bei den japanischen Atombombenopfern. In Hiroshima, wo die Wirkung vornehmlich von dicht ionisierenden Neutronen ausging, verläuft die Leukämierate etwa linear zur Dosis, in Nagasaki, wo weniger dicht ionisierende Gammastrahlung überwog, steigt die Dosiswirkungskurve zunächst flach an und geht erst bei wesentlich höheren Dosen zu einem linearen Verlauf über (Abbildung 3, Kurve B). Eine Analyse von *Rossi* und *Kellerer* führte zu dem Ergebnis, daß die leukämieerzeugende Wirksamkeit von Gammastrahlen im unteren Dosisbereich etwa um den Faktor 10 geringer ist als die von Neutronen.

Ähnlich differenziert wie die Dosisbeziehungen muß man den Einfluß des Zeitfaktors sehen. Bei chronischen Belastungen mit kleinen Dosen locker ionisierender Strahlen kann das karzinogene Risiko um mehrere Größenordnungen niedriger liegen als bei kurzzeitig hohen Dosen. Bei dicht ionisierenden Strahlen jedoch modifizieren Protrahierung und Fraktionierung die Inzidenzrate offensichtlich nicht; wenigstens ist bis heute das Gegenteil nicht bewiesen worden. Derartige Strahler werden jedoch von Kernkraftwerken nur in unbedeutenden Mengen freigesetzt. Bei einer Wiederaufarbeitungsanlage liegt das diesbezügliche Risiko zweifellos höher.

Am 2. Mai 1979 hat der Vorsitzende des BEIR-Komitees E. Radford auf einer Pressekonferenz einen neuen Bericht der Akademie der Wissenschaften der USA angekündigt. Die Risikoabschätzungen des 1972 veröffentlichten Reports werden in dem neuen Bericht „im wesentlichen bestätigt und an vielen Stellen weiter ausgedehnt". Zum Krebsrisiko werden die folgenden Zahlen genannt: 70–353 zusätzliche Krebstote in einer Bevölkerung von 1 Million bei einer Einzelexposition von jeweils 1 rem pro Jahr; 68–293 zusätzliche Krebstote in einer Bevölkerung von 1 Million bei einer fortgesetzten Exposition von kumulativ 1 rem pro Jahr. Radford berichtete weiter, daß sich das Komitee mit den Professoren Mancuso und Stewart getroffen und dabei festgestellt habe, daß deren Behauptungen, die Risikofaktoren niedriger Strahlendosen seien erheblich höher als im BEIR-Report angegeben, jeder Grundlage entbehren.

Teilkörperbestrahlung

In der Praxis äußern sich Spätschäden häufig aufgrund starker Lokalbestrahlungen. Ionisierende Strahlen sind früher immer wieder zur Lokaltherapie von Mandelentzündung, Blutschwamm, Akne und anderem eingesetzt worden. Amerikanische Untersuchungen ergaben, daß bei Patienten, die im Kindesalter wegen Mandelentzündung mit Röntgenstrahlen behandelt wurden, selbst nach 20 Jahren noch Schilddrüsentumore auftraten. Nach ei-

ner Bestrahlung mit Oberflächendosen von 300–900 R muß bei 2–3% der Bestrahlten mit einem derartigen Spätschaden gerechnet werden.

Von aktuellerem Interesse sind die Folgen einer Lokalbestrahlung durch inkorporierte Radionuklide. Besonders viele Befunde liegen über die Dosisabhängigkeit von Knochentumoren nach der Zufuhr von selektiv im Knochengewebe und im Knochenmark angereicherten Isotopen vor (Radium, Plutonium, Strontium, Kalzium, Phosphor). Auch hier gilt hinsichtlich der Dosisabhängigkeit das bereits Gesagte: Strahler, welche Alphateilchen aussenden, haben eine annähernd lineare Wirkungskurve, Gamma- und Betastrahler einen mehr S-förmigen Kurvenverlauf.

Der UNSCEAR-Bericht 1977 nennt für eine Organdosis von 1 rem folgende Schadenszahlen: Schilddrüse 10, Brust 50, Lunge 25–50, Leber und Magen 10–15, Speiseröhre, Dünndarm, Harnblase, Pankreas, Dickdarm und Lymphatische Gewebe 2–5 Krebstodesfälle auf 1 Mio. Menschen. Die vorstehenden Risikodaten sind als abgerundete Werte zu verstehen, die sich je nach Strahlenqualität und Zeiteinfluß nach oben oder unten verschieben.

Sehr intensive Lokalbestrahlungen erfolgen durch die sogenannten „heißen Fleckchen". Diese entstehen dadurch, daß ungelöste Plutoniumteilchen[5]) („heiße Teilchen") eingeatmet werden. Die inkorporierten Partikel belasten dann kleine Areale von 0,1 mm Durchmesser, in denen sich etwa 380 Zellen befinden, infolge der ausgesandten Alphastrahlung mit extrem hohen Dosen. *Tamplin* und *Cochran* haben die Ansicht vertreten, daß diese inhomogene Bestrahlung ein einhundertfünfzehntausendfach größeres Lungenkrebsrisiko darstelle als eine gleichmäßige Bestrahlung der Lunge mit einer mittleren Dosis in entsprechender Höhe. Eine wesentliche Unterlage für ihre Thesen bilden Befunde von *Albert* et al. über die Inzidenzrate von Hauttumoren bei Ratten nach inhomogener Beta-Bestrahlung.

Die von *Tamplin* und *Cochran* behauptete höhere Toxizität heißer Flecken gegenüber homogener Bestrahlung ist durch nichts erwiesen. Alle Erfahrungen und Erkenntnisse sprechen eher für das Gegenteil (Stellungnahme der Strahlenschutzkommission vom 19. Februar 1976). Der Grund für die schwächere Wirkung der inhomogenen Bestrahlung dürfte im wesentlichen darin begründet sein, daß Zellen, die im Strahlungsbereich eines heißen Teilchens liegen, letal geschädigt werden. Tote Zellen aber können nicht bösartig entarten. Zellabgänge dagegen sind etwas natürliches, womit nicht gesagt wird, daß der gehäufte Verlust von Zellen unproblematisch ist.

Zusammengefaßt bleibt hinsichtlich der Induktion von Krebs festzuhalten:

Unter den ungünstigsten denkbaren Voraussetzungen ist damit zu rechnen, daß eine Strahlenexposition von 1 rem (1000 mrem) bei einer Million Menschen zusätzlich insgesamt, d. h. während deren Lebensdauer, etwa 200 Krebsfälle induziert („natürliche" Krebstodesfälle 1972 in der Bundesrepublik 2131 je 1 Mio. Personen). Diese Annahme geht davon aus, daß die Wirkungskurve linear verläuft. Berücksichtigt man die Abflachung der Kurve bei locker ionisierenden Strahlen (s. Dosisbezeichnungen) entsprechend den tatsächlichen durch Kernkraftwerke geschaffenen Gegebenheiten, so sinkt das Krebsrisiko auf 100 Fälle (einschließlich Leukämien) bei Bestrahlung von 1 Mio. Menschen mit je 1000 mrem ab. Berücksichtigt man daneben auch noch die Bestrahlungszeit, so kann bei hohem Protrahierungs- oder Fraktionierungsgrad davon ausgegangen werden, daß sich die Zahl der Schadensfälle noch einmal um wenigstens den Faktor 2–3 reduziert. Es gibt statistisch gesehen

---

[5]) Plutonium kann durch kleine Brennelementdefekte in geringen Mengen in das Kühlsystem von Reaktoren gelangen. In der Abluft und im Abwasser ist es bisher jedoch nicht nachgewiesen. Die Bevölkerung der Bundesrepublik wird also durch Kernkraftwerke z. Z. nicht mit Plutonium belastet

zwar keine Grenze, bis zu der ionisierende Strahlung ungefährlich ist, jedoch kann beim Normalbetrieb von Kernkraftwerke, insbesondere im Vergleich zur sonstigen zivilisatorischen Gefährdung, kaum von einem gesundheitlichen Risiko gesprochen werden.

11.5. Genetische Strahlenwirkungen

Träger der Erbanlagen sind die im Zellkern eingebetteten Chromosomen. Genetische Strahleneffekte vollziehen sich dementsprechend an den Chromosomen bzw. an dem eigentlichen Träger der genetischen Information, der Desoxyribonucleinsäure (DNA). Ereignet sich eine Mutation in einer Keimzelle, so spricht man von einer Keimzellenmutation, erfolgt sie in einer somatischen Zelle, so liegt eine somatische Mutation vor. Hier interessieren nur die Keimzellenmutationen.

Mutationen kommen als natürliche Ereignisse im Tier- und Pflanzenreich immer wieder spontan vor. Im Verlauf der erdgeschichtlichen Entwicklung ist das Leben auf der Erde nicht konstant geblieben, sondern hat sich aus „einfachsten Formen“ zu dem entwickelt, was wir heute in seiner Vielfalt und teilweise hohen Organisationsform vorfinden. Diese Evolution wäre ohne eine gewisse Instabilität der erbtragenden Strukturen, d.h. ohne eine begrenzte Mutationsbereitschaft bzw. -anfälligkeit nicht möglich gewesen. Nur auf dem Wege über Mutationen konnte sich eine stammesgeschichtliche Entwicklung der Organismen vollziehen, ein Prozeß, der nicht abgeschlossen ist, sondern weitergeht.

Die auslösenden Faktoren für natürliche Mutationen sind unbekannt. Künstlich kann man Erbänderungen durch verschiedene chemische Agenzien, Temperaturschocks, UV-Strahlen und durch ionisierende Strahlen auslösen. Daß ionisierende Strahlen Mutationen erzeugen, ist erst 1927, rd. 30 Jahre nach der Entdeckung der Röntgenstrahlen, nachgewiesen worden.

1 Rad (rd) einer Röntgenstrahung mit einer Energie von 80–100 keV ruft bei der DNA eines Zellkerns vom 8 μm Durchmesser etwa 3–5 Einzelstrangbrüche, 0,1–0,3 Doppelstrangbrüche und etwa 5 Veränderungen bei den die genetischen Informationen verschlüsselnden Nukleotiden hervor. Einzelstrangbrüche werden meist sehr effizient repariert, ebenso können Veränderungen bei den Nukleotiden teilweise wieder rückgängig gemacht werden.

Strahleninduzierte Schäden an der DNA sind also nicht in jedem Fall gleichbedeutend mit einer Mutation, die bewirkten Veränderungen werden zu einem hohen Prozentsatz wieder rückgängig gemacht. Eine einmal eingetretene Mutation ist jedoch irreversibel, es sei denn, daß sie durch den sehr seltenen Vorgang einer gleichartigen Rückmutation wieder aufgehoben wird. Mutationen sind also erblich. Mutationen sind daneben meist negative Ereignisse, d.h. die Mutante ist der Ausgangsform in der Regel unterlegen. Man sollte jedoch nicht übersehen, daß die Evolution auf positiven Mutationen beruht und daß der Mensch fast ausschließlich durch die Auslese von positiven Spontanmutationen seine Kulturpflanzen entwickelt hat.

11.5.1. Mutationsarten

Man unterscheidet drei Arten von Mutationen: Die Gen- oder Punktmutation, die Chromosomenmutation und die Genommutation.

Die Gen- oder Punktmutation (Faktormutation) vollzieht sich in einem kleinen Bereich des DNA-Doppelfadens. Dabei kann es in der Basenfolge eines Triplets oder Codons (kleinste Verschlüsselungseinheit) zu Umstellungen kommen. Bei Bakterien konnte man nachweisen, daß die Basensequenz GGA für die Aminosäure Glycin steht. Mutiert diese Reihenfolge nach AGA, so ist daraus die Verschlüsselung für Glutaminsäure geworden. Auf diese Weise wird durch die punktförmige Mutation einzelner Codons in der DNA die Aminosäuresequenz des gebildeten Proteins verändert und damit natürlich auch der Enzymcharakter dieses Proteins.

Eine Chromosomenmutation liegt vor, wenn Chromosomen ganz oder teilweise zerbrechen und die Bruchstellen fehlerhaft verwachsen (Rekombination) bzw. sich die Bruchstücke an andere Chromosomen anfügen (Translokation) oder gänzlich verlorengehen (Deletion).

Genommutationen entstehen durch Veränderung der Chromosomenzahl. Dabei kann es durch Verdoppelung oder im Wiederholungsfall durch Vervielfachung des haploiden Chromosomensatzes zur Polyploidie (Euploidie) oder, wenn Veränderungen nicht in ganzzahligen Vielfachen des normalen haploiden Satzes auftreten, zur Aneuploidie kommen.

11.5.2. Faktorenabhängigkeit genetischer Strahlenwirkungen

Ebenso wie bei den somatischen Zellen hängt der Bestrahlungseffekt auch beim genetischen Zellkomplex von einer Anzahl von Faktoren ab. Dabei zeigen sich Parallelen zu den somatischen Spätschäden.

Dosisbeziehungen

Wie bei den Spätschäden ist auch für die Induktion von Mutationen eine klare Aussage für die Dosisbeziehungen nicht möglich. Statistisch verwertbare Mutationsraten erhält man meist erst bei Dosen von mehreren 100 rd. Von diesen hohen Dosen hat man dann wiederum durch lineare Extrapolation auf die Wirkung kleinster Dosen geschlossen. Es spricht jedoch manches dafür, daß die Kurve in ihrem unteren Teil nicht geradlinig verläuft, sondern zunächst flach ansteigt. Schon die Tatsache, daß schwache Strahlendosen vielfach nur Mutationsvorstufen induzieren, die wieder ausheilen, spricht für einen solchen Kurvenverlauf.

In der Praxis geht man davon aus, daß es keinen Schwellenwert gibt und somit schon schwache Belastungen der Keimdrüsen und Keimzellen mutagen wirken.

Zeitfaktor

Der Zeitfaktor bei den somatischen Frühschäden beruht neben physiko-chemischen Einflüssen vor allem auf der Reparaturmöglichkeit. Man weiß, daß die Reaktionsprodukte der Radikalbildung in stärkerer Konzentration teilweise mutagen wirken. Von Bedeutung ist in diesem Zusammenhang auch, daß sich die Mutationsrate durch chemische Schutzstoffe modifizieren läßt. Weiter ist bekannt, daß zur Induktion von Chromosomenbrüchen bestimmte Energiemindestmengen erforderlich sind. Schließlich ist auch in diesem Zusammenhang wichtig, daß schwache Strahlendosen vielfach nur zum Bruch eines Einzelstranges der DNA führen. Diese Einzelstrangbrüche werden jedoch sehr effizient repariert, so daß im untersten Dosisbereich durchaus auch eine Erholung von genetischen Schadensereignissen gegeben ist.

All diese Faktoren müssen sich modifizierend auf die Mutationsrate auswirken. So liegen denn auch Versuchsergebnisse vor, bei denen nach „verdünnter" Bestrahlung die Mutationsrate gegenüber „konzentrierter" Bestrahlung deutlich reduziert war. *Russel* konnte z. B. bei Mäusen die Zahl der genetischen Effekte durch Protrahierung der Bestrahlung auf 3/10 herabmindern.

Die bezüglich des Zeitfaktors widersprüchlichen Ergebnisse ergeben sich z. T. aus der Tatsache, daß mit unterschiedlichen Strahlenqualitäten gearbeitet wurde. Bei Strahlen mit räumlich konzentrierter Energieabgabe, also hoher Ionisationsdichte, scheint die zeitliche Verteilung der Strahlendosis ohne Einfluß auf die Mutationsrate zu sein. Es kommt in diesen Fällen also zu einer weitgehenden Dosisakkumulation. Bei weniger dicht ionisierenden Strahlen, wie sie in erster Linie von Kernkraftwerken emittiert werden, liegt jedoch mit hoher Wahrscheinlichkeit ein Zeitfaktor vor. Protrahierung und Fraktionierung der Dosis reduzieren bei diesen Strahlenarten also die Zahl der genetischen Effekte.

11.5.3. Die Wirkung von Mutationen

Erbbiologisch wichtig ist neben der Zahl der möglichen Mutationen ihre Wirkung auf den Einzelorganismus und die Population. Weitgehend vernachlässigt werden können in diesem Zusammenhang – insbesondere populationsgenetisch gesehen – die Chromosomenmutationen. Im allgemeinen gehen derart mutierte Keimzellen unter bzw. der Embryo wird frühzeitig abgestoßen. Damit unterbleibt eine Weitergabe des Erbschadens in nächste Generationen.

Von den neugeborenen Kindern weisen etwa 0,7% Chromosomenschäden auf, wobei häufig jedoch numerische Defekte, also Aneuploidien, vorliegen. Hierzu gehört die Trisomie 21, bei der das Chromosom Nr. 21 nicht zweifach, sondern dreifach in der Keimzelle enthalten ist. Die Trisomie 21 führt zum Mongolismus. Menschen mit Chromosomenschäden sind fast immer unfruchtbar, so daß auch im Falle einer Lebendgeburt der Erbschaden nicht weitergegeben wird.

Eine weitere Gruppe von Mutationen, die von Chromosomenmutationen kaum scharf zu trennen ist, sind die dominanten letalen und subletalen Gen- oder Punktmutationen. Wie bei den Chromosomenmutationen ist auch bei den dominant letalen Punktmutationen eine Reifung der Keimzellen bis zur Befruchtungsfähigkeit meist nicht möglich. Derartige Mutationen manifestieren sich vornehmlich dann, wenn sie in reifen Keimzellen entstehen. Da der Reifezyklus der Keimzellen nur wenige Wochen dauert, haben derartig mutierte Keimzellen den Körper längstens nach 8–12 Wochen verlassen. Man nimmt an, daß bei etwa 0,8% der Neugeborenen derart dominante Genmutationen vorliegen.

Praktisch bedeutungsvoll sind die verschiedenen rezessiven Punktmutationen, die schon unter Einwirkung kleiner Dosen entstehen. Rezessive Mutationen können sich jedoch nur dann manifestieren, wenn ein Individuum das gleiche mutierte Gen von beiden Eltern erbt. Eine solche Wahrscheinlichkeit ist nachweislich außerordentlich gering.

Diese Feststellung bedarf einer gewissen Einschränkung. Rein formal kann ein rezessiv mutiertes Gen nur dann zum Tragen kommen, wenn es mit einem gleichen mutierten Gen kombiniert. Häufig macht sich jedoch das mutierte rezessive Gen in Vitalitätsänderungen bemerkbar, die meist negativer, selten positiver Art sind. Solche qualitativen Mutationen zeigen sich z. B. bei Pflanzen in Form beschleunigter oder gehemmter Entwicklung, in einer Vergrößerung oder Verkleinerung von Blüten sowie deren Zahl oder auch im Verlust bzw. in der Vermehrung von Inhaltsstoffen.

11.5.4. Das bevölkerungsgenetische Strahlenrisiko

Im Gegensatz zu den somatischen Strahlenspätwirkungen, für die direkte Beobachtungen beim Menschen vorliegen, müssen die möglichen genetischen Strahlenschäden allein aus Tierversuchen, insbesondere mit der Maus, abgeleitet werden. Auch in Hiroshima und Nagasaki ließen sich bei den Kindern bestrahlter Eltern bisher keine gesicherten Beweise für genetische Schäden erbringen. Man hat dort 70000 Nachkommen strahlenexponierter Eltern untersucht. Die ältesten Kinder hatten zum Zeitpunkt der Untersuchung bereits das 17. Lebensjahr erreicht. Hinsichtlich Geburtsgewicht, Geschlechtsverhältnis, Totgeburten und Mißbildungen ließ sich keine signifikante Beziehung zwischen Elterndosis und genetischem Schaden feststellen (*Kato* 1975). Der größte Teil der Spontanmutationen bleibt jedoch aufgrund von Eliminierungsprozessen, insbesondere bei der Samenreifung, ohne populationsgenetische Konsequenzen.

Zur Abschätzung des genetischen Risikos sind zwei Verfahren gebräuchlich. Bei der „direkten Methode" wird das zu erwartende genetische Risiko in Form der Häufigkeit von genetischen Ereignissen je Dosiseinheit ausgedrückt. Die Methode der „Verdoppelungsdosis" gibt an, bei welcher Dosis die natürliche Mutationsrate verdoppelt wird. Das letztere Verfahren erfordert selbstverständlich weitgehende Kenntnisse über die natürliche Mutationsfrequenz. Nach neueren Untersuchungen wird angenommen, daß sich in 1000 männlichen Keimzellen spontan etwa 140 Genmutationen ereignen. Die natürliche Mutabilität liegt also sehr hoch.

Nach einem UNSCEAR-Bericht von 1966 löst 1 rd bei Strahlen mittlerer Ionisationsdichte unter 1000 Keimzellen 2 Genmutationen aus. Das wäre also 1/70 der natürlichen Mutationsrate. Bei 70 rd würde demnach die Mutationsrate verdoppelt. Zu ganz ähnlichen Werten führten sehr eingehende Untersuchungen der "International Commission for Radiological Protection" (ICRP, 1966). Hiernach sind zur Verdoppelung der natürlichen Mutationsrate 50–100 rd, im Mittel also 75 rd, erforderlich. Der BEIR-Report von 1972 nennt eine Verdoppelungsdosis von 20–200 rd.

Ungünstiger sind die Verhältnisse bei Strahlen mit hoher Ionisationsdichte. Nach Untersuchungen der National Academy of Sciences der USA (Report of the Advisory Committee on the Biological Effects of Ionizing Radiation, 1972) und dem UNSCEAR-Bericht 1972 nimmt man bei Strahlen mit hoher Ionisationsdichte eine Verdoppelungsdosis von 20–30 rd an. Dabei wird davon ausgegangen, daß die Dosiseffektkurve in diesen Fällen auch in ihrem unteren Teil linear verläuft. Umgekehrt liegt bei Strahlen mit geringerer Ionisationsdichte und bei extremer Verdünnung der Strahlung, wie es bei Belastungen durch kerntechnische Einrichtungen der Fall ist, die Verdoppelungsdosis über dem Mittelwert von 50–70 rd. Unter diesen Bedingungen verdoppelt sich die spontane Mutationsrate bei rund 100 rd.

Nach der direkten Methode löst eine Keimdrüsendosis von 1 rd locker ionisierender Strahlung bei 1 Mio. Neugeborener 20 dominante geschlechtsgebundene Erbschäden, 38 Erberkrankungen aufgrund chromosomaler Störungen und 5 Fälle mit komplexen Ursachen aus. Diese insgesamt 63 Fälle würden 0,06% der spontan auftretenden Schadensfälle (UNSCEAR, 1977) ausmachen.

Die vorstehenden Zahlen gelten für die erste Generation. In dieser Generation können sich praktisch nur die dominanten Mutationen manifestieren. Es sind dies die Chromosomenmutationen und die dominanten Punktmutationen. In den Nachfolgegenerationen müssen zusätzlich die rezessiven Mutationen und ebenso die Eliminierungsrate für einzelne Erb-

schäden in die Betrachtung einbezogen werden. Eine derartige Abschätzung ist jedoch nur bedingt möglich.

Nach UNSCEAR 1977 wird der genetische Gesamtschaden je 1 rd auf 185 Fälle bei 1 Mio. Lebendgeborener geschätzt. Das sind 0,17% der Spontanrate.

Insgesamt gesehen haben die Daten für das genetische Schadensrisiko und ebenso auch für die somatischen Strahlenspätschäden in den letzten 7–8 Jahren keine wesentliche Veränderung mehr erfahren. Man kann also davon ausgehen, daß die jetzt vorliegenden Risikozahlen weitgehend gesichert sind.

11.6. Zusammenfassung

Weder experimentell noch epidemiologisch lassen sich bei Strahlendosen von wenigen rem oder sogar millirem signifikante Schadenszahlen gewinnen. Alle Aussagen über die karzinogenen und genetischen Wirkungen derart schwacher Belastungen beruhen auf Extrapolationen. Ob die so gewonnenen Risikozahlen tatsächlich zutreffen, ist durchaus fraglich. Sicher ist nur, daß sie die obere Grenze des Risikos darstellen. Möglich ist jedoch auch, daß sehr schwache Strahlenbelastungen weitgehend wirkungslos sind und die Gefahr somit überschätzt wird.

Jedes biologische System ist auf Reparatur eingestellt und ohne Reparaturmechanismen wäre das Leben auf der Erde nicht denkbar. Zum Aufbau von 1 Mrd. Zellen (1 cm^3 lebende Materie) muß in sehr kurzer Zeit eine unerhört große Zahl von Molekülen synthetisiert werden, die in der Größenordnung bis zu mehreren Millionen pro Sekunde liegen kann. Es ist undenkbar, daß sich hierbei nicht immer wieder Übertragungsfehler ereignen, die ohne das Vorhandensein von Reparaturmechanismen sehr schnell zu einer Entartung der lebenden Materie führen würden.

Als Beleg für die hohe Effizienz der Reparaturmechanismen sei noch eine Arbeit von *Cleaver* und Mitarb. angeführt, die allerdings in einem Gutachten des Tutoriums Umweltschutz der Universität Heidelberg zum Kernkraftwerk Grohnde als Beleg für die Risiken der Kernenergie herangezogen wird. *Cleaver* und Mitarb. fanden, daß bereits 65 Minuten nach der Bestrahlung 86% der Einzelstrangbrüche der DNA repariert waren. Ganz offensichtlich war der Reparaturprozeß zu diesem Zeitpunkt aber nicht abgeschlossen. Daneben waren während der Bestrahlung die Reparaturvorgänge durch Einfrieren der Zellen (– 196 °C) ausgeschaltet.

Zusammenfassend kann also festgestellt werden, daß das Leben auf der Erde unter dem Einfluß der natürlichen Strahlenbelastung Reparatur- und Immunsysteme gegen ionisierende Strahlen entwickelt hat. Jede biologische Art, bei der diese Anpassung nicht weitgehend vollzogen werden konnte, ist im Verlauf der Erdgeschichte untergegangen. Aufgrund der gegebenen Abwehrmöglichkeit hängt damit das Ausmaß eines Strahlenschadens von der Größe der primären Strahlenschädigung und der Effizienz des Reparatur- und Immunsystems ab. Zweifellos gibt es hinsichtlich der Erholungsfähigkeit von Individuum zu Individuum Unterschiede. Trotzdem berechtigt das Gewicht der vorstehenden Überlegungen zu der Feststellung, daß es grundsätzlich einen Schwellenwert für ionisierende Strahlen geben muß (*Burnet*). Risikoabschätzungen auf der Basis eines linearen Verlaufs der Schadenskurve überschätzen also – zum wenigsten bei allen nicht dicht ionisierenden Strahlenarten – zweifellos die Gefahr. Eine derartige statistische Betrachtungsweise übersieht die

Dynamik der biologischen Systeme. Der Betrieb von Kernkraftwerken unter Normalbedingungen ist also mit einem zu vernachlässigenden Risiko verbunden, „so daß weder im Hinblick auf das Schicksal des Einzelnen noch vom sozialhygienischen Standpunkt aus von einer Gefährdung gesprochen werden kann" (Wissenschaftlicher Beirat der Bundesärztekammer, 1975).

Literatur

A) Bücher

Aurand, K. et al.: Die natürliche Strahlenexposition des Menschen. Grundlage zur Beurteilung des Strahlenrisikos. Stuttgart: Georg Thieme-Verlag 1974

Bacq, Z. M.: Grundlagen der Strahlenbiologie. Stuttgart: Georg Thieme-Verlag 1958

BEIR-Report: The Effects on Populations of Exposure to Low Levels of Ionizing Radiation. Report of the advisory committee on the biological effects of ionizing radiations. Division of medical sciences. Nat. Research Council Washington, D.C. 20006, November 1972

Bundesminister des Innern: Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung im Jahre 1974

Bundesminister des Innern: Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung im Jahre 1976

Bundesminister des Innern: Stellungnahme der Strahlenschutzkommission zur Vergleichbarkeit der natürlichen Strahlenexposition mit der Strahlenexposition durch kerntechnische Anlagen. 16. Dez. 1976. (RS II 2-517-027)

Bundesminister des Innern: Die Strahlenexposition von außen in der Bundesrepublik Deutschland durch natürliche radioaktive Stoffe im Freien und in Wohnungen unter Berücksichtigung des Einflusses von Baustoffen

Casarett, A. P.: Radiation Biology, Prentice-Hall, Inc. London, 1968

Coggle, J. E.: Biological Effects of Radiation. The Wykeham Science Series Nr. 14, London and Winchester 1971

Dertinger, H. und Jung, H.: Molekulare Strahlenbiologie. Berlin-Heidelberg: Springer-Verlag 1969

Fritz-Niggli, H.: Strahlengefährdung-Strahlenschutz. Huber-Verlag, Berlin-Stuttgart-Wien, 1975

IAEA, International Atomic Energy Agency, Late Biological Effects of Ionizing Radiation. Vol. Ia. II, Wien 1978

ICRP, International Commission on Radiation Protection, Publication 11: A Review of the Radiosensitivity of the Tissues in Bone. Pergamon Press. Oxford 1968

ICRP, International Commission on Radiation Protection, Publication 19: The Metabolism of Compounds of Plutonium and other Actinides. Pergamon Press, Oxford 1972

ICRP, Internationale Strahlenschutzkommission, Heft 8: Abschätzung der Strahlenrisiken. Gustav Fischer-Verlag, Stuttgart-New York, 1977

Deutsche Übersetzung von: ICRP, International Commission on Radiation Protection, Publication 8: The Evaluation of Risks from Radiation. Pergamon Press, Oxford 1966

ICRP, Internationale Strahlenschutzkommission, Heft 26: Empfehlungen der Internationalen Strahlenschutzkommission. Gustav Fischer-Verlag, Stuttgart-New York, 1978

Lindackers, K. H. et al.: Kernenergie Nutzen und Risiko. Stuttgart: Deutsche Verlags-Anstalt 1970

Rajewsky, B.: Strahlendosis und Strahlenwirkung. Stuttgart: Georg Thieme-Verlag 1956

Streffer, C.: Strahlen-Biochemie, Heidelberger Taschenbücher Bd. 59/60. Berlin: Springer-Verlag 1969

UNSCEAR-Report: United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. Offical Records, 21 st Session, Suppl. No. 14, New York 1966
UNSCEAR-Report: United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. Offical Records, 24th Sessions, Suppl. No. 13, New York 1969
UNSCEAR-Report: United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. Offical Records, 27th Session, Suppl. No. 25, New York 1972
UNSCEAR-Report: United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. Offical Records, 32nd Session, Suppl. No. 40, New York 1977

B) Einzelarbeiten

Böck, H.: Kernkraftwerke und Kindersterblichkeit. Naturw. Rundschau. 1974. S. 411–415
Burnet, F. Mc.: Mutation, somatische Mutation und Krankheit beim Menschen. Naturw. Rundschau. 1976. S. 305–311
Cleaver, J. E. et al: "Biological Damage of Intranuclear Tritium: DNA Strand breaks and their Repair". Science 1977, 1972, 996–998
Feinendegen, L. E.: Das Strahlenrisiko bei Kernreaktoren und radioaktivem Müll. Das öffentliche Gesundheitswesen. 39. Jahrgang. Heft 9. September 1977. S. 525–604
Fliedner, T. M. u. a.: Zellbiologische Grundlagen des Lebens eines Organismus im Strahlenfeld. Atomwirtschaft. 1976. S. 292–297
Frigerio, N. A., Stowe, R. S.: Carcinogenic and Genetic Hazards from Background Radiation in: „Biological and Environmental Effects of Low-Level Radiation". Proceedings of a Symposium, Organized by IAEA and WHO Chicago 1975
George, K. P., Sundaram, K., Mistry, K. B., Gopal-Ayengar, A. R.: Investigations on Human Populations Residing in High Background Radiation Areas of Kerala and Adjoining Regions in: „Biological and Environmental Effects of Low-Level Radiation". Proceedings of a Symposium, Organized by IAEA and WHO Chicago 1975
Gopal-Ayengar, A. R., Sundaram, K., Mistry, K. B., et al.: Evaluation of the long-therm effects of high background radiation on selected population groups of the Kerala coast, p. 31–51 in: Peaceful Uses of Atomic Energy Vol. 11. Proceedings of the Fourth International Conference, Geneva, 6–16, September 1971. Published by the United Nations and the International Atomic Energy Agency, 1972
Gopal-Ayengar, A. R., Sundaram, K., Mistry, K. B., et al.: Current status of investigations on biological effects of high background radioactivity in the monazite bearing areas of Kerala Coast in South-West India, p. 19–28 in: Proceedings of the International Symposium on Areas of High Natural Radioactivity. Pocos de Caldas, Brazil, June 1975
Hug, O.: Strahlenschäden und Strahlenschutz. Atomwirtschaft. 1971. S. 294
Hug, O.: Anforderungen an die Reaktorsicherheit aus der Sicht der Strahlenbiologie. Somatische Aspekte. Informationstagung über die Sicherheit von Kernkraftwerken, Zürich: Schweizerische Vereinigung für Atomenergie (SVA) 1974
Hull, A. P.: STERNGLASS, A Case History. Conference on Nuclear Public Information. Los Angeles. March 1972
Jacobi, W.: Zum Problem der heißen Partikel. Atomkernenergie. 1976. S. 29–36
Kato, H.: Early Genetic Surveys and Mortality in: A Review of Thirty Years Study of Hiroshima and Nagasaki Atomic Bomb Survivors. J. Radiat. Res. 16, Supplement (1975), S. 67–74
Kochupillai, N., Verma, I. C. u. a.: Down's syndrome and related abnormalities in an area of high background radiation in coastal Kerala. Nature 262 (1976), S. 60
Konermann, G.: Somatische Strahlenwirkungen. Atomkernenergie. 1976. S. 3–18

Little, J.B., Kermedy, A.R., McGandy, R.B.: Lung Cancer Induced in Hamsters by Low Doses of Alpha Radiation from Polonium-210. Science, Vol. 188, 16. May, 1975, S. 737
Mays, Ch. M., Lloyd, R.D., Marshall, J.H.: Malignancy Risk to Humans from Total Body-Irradiation. III. Intern. Congress of the International Radiation Protection Association, Washington D.C. Sept. 1973
Ott, K.O.: Das STERNGLASS-Phänomen und die GOFMAN-TAMPLIN-Kontroverse. Atomwirtschaft. 1972. S. 25–32
Pellerin, P.: Reparaturmechanismen von Strahlenschäden. Atomwirtschaft. 1975. S. 617–620
Rausch, L. et al.: Die Rolle von Erholungsvorgängen nach der Einwirkung ionisierender Strahlen. Strahlenschutz in Forschung und Praxis. Verlag Rombach, Freiburg. Bd. 6. 1966, S. 77
Renfer, H.R., Hengelhaupt, M.: Strahlenpegel und Tumorhäufigkeit in der Schweiz. In: Fachverband für Strahlenschutz e.V., Tagungsreferate. 7. Jahrestagung: Die Strahlenbelastung der Bevölkerung durch medizinisch-diagnostische Verwendung ionisierender Strahlen, Bern, März 1973
Rossi, H.H., Kellerer, A.M.: RBE and the primary mechanism of radiation action. Radiat. Res. 14: 15–34 (1971)
Russel, W.L.: Repair Mechanisms in Radiation Mutation Induction in the Mouse. In: Recovery and Repair Mechanisms in Radiology, Brookhaven Symp. Biol. 20 (1968) 179
Sundaram, K.: Down's Syndrome in Kerala. Nature 1977 (267) 728
Wissenschaftlicher Beirat der Bundesärztekammer: Stellungnahme zum Thema „Gefährdung durch Kernkraftwerke". Deutsches Ärzteblatt. Heft 41 vom 9. Oktober 1975, S. 2821–2824
Yulish, Ch.B., et al.: Low Level Radiation: A Summary of Responses to Ten Years of Allegations by Dr. Ernest Sternglass. New York, 1973

Anhang

Erklärung von Maßeinheiten

R = Röntgen. Maß für die Strahlenmenge (Ionendosis).
1 R ist die Menge einer Röntgen- oder Gammastrahlung, die in 1 Kubikzentimeter Luft 2 Milliarden Ionenpaare erzeugt. Das Röntgen ist ein Maß zur Bestimmung der Bestrahlungsdosis, der ein Körper ausgesetzt ist.
Untereinheit: mR = Milliröntgen = 1/1000 R

C/kg = Coulomb durch Kilogramm.
SI-Einheit für die Ionendosis. Ersetzt die alte Einheit Röntgen. 1 C/kg = 3876 R; 1 R = 2,58 $\cdot 10^{-4}$ C/kg = 0,258 mC/kg

Rad = "radiation absorbed dose" (rd). Maßeinheit für die absorbierte Dosis (Energiedosis).
Unter Energiedosis versteht man das Verhältnis zwischen der Energie, die an die durchstrahlte Materie abgegeben wird, und der Masse des bestrahlten Stoffes. Die Energiedosis einer Strahlung kann nicht durch unmittelbare Messungen bestimmt werden. Ihre Ermittlung muß vielmehr indirekt unter Verwendung bestimmter Umrechnungsfaktoren aus anderen Messungen erfolgen

Gy = Gray. SI[6])-Einheit für die Energiedosis.
Ersetzt die alte Einheit Rad. 1 Gy = 1 J/kg = 100 rd

Rem = "röntgen equivalent man" (rem). Maßeinheit für die biologische Dosis.
Die verschiedenen Arten energiereicher Strahlen besitzen unterschiedliche Ionisationsdichte, d. h. sie übertragen je Einheit Bahnlänge unterschiedlich große Energiebeträge (linearer Energietransfer = LET) auf die durchdrungene Materie. Damit ist auch die Wirkung im Körpergewebe unterschiedlich. Die verschiedenen Strahlenarten besitzen unterschiedliche biologische Wirksamkeit (q-Faktor = Qualitätsfaktor). Die Einheit rem ist das Produkt aus Energiedosis und Qualitätsfaktor

Sv = Sievert. SI-Einheit für die Äquivalentdosis.
Ersetzt die alte Einheit rem. 1 Sv = 1 J/kg = 100 rem

Ci = Curie. Maßeinheit für die Radioaktivität.
Ein Stoff weist die Aktivität von 1 Curie auf, wenn in ihm je Sekunde 37 Milliarden Zerfälle (Kernumwandlungen) stattfinden. 1 Gramm Radium besitzt die Aktivität von 1 Curie.

Untereinheiten:

1 Millicurie (mCi) $= 10^{-3}$ (ein Tausendstel) Curie
1 Mikrocurie (µCi) $= 10^{-6}$ (ein Millionstel) Curie
1 Nanocurie (nCi) $= 10^{-9}$ (ein Milliardstel) Curie
1 Picocurie (pCi) $= 10^{-12}$ (ein Billionstel) Curie

Bq = Becquerel. SI-Einheit für die Aktivität.
Ersetzt die alte Einheit Ci. 1 Bq = 1/s = 27 pCi

[6]) SI = Systéme International d'Unités

12. Radioökologie — Die Emission von Radionukliden und ihr Verhalten in der Nahrungskette und im menschlichen Körper

H. Geiß
Zentralabteilung Strahlenschutz

M. Paschke
Programmgruppe Kernenergie und Umwelt
der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

12.1. Einleitung

Bei keinem technologischen Prozeß können die entstehenden und zum Teil giftigen Abfallprodukte vollständig zurückgehalten werden. So ist auch beim Betrieb kerntechnischer Anlagen eine Abgabe geringer Mengen radioaktiver Stoffe, Radionuklide wie sie bei der Spaltung des Urans oder durch Aktivierung infolge Neutroneneinfangs entstehen, unvermeidlich. Die höchstzulässige Abgaberate wird durch die Genehmigungsbehörde festgesetzt, die dabei an die Forderung der Strahlenschutzverordnung vom 13. Oktober 1976 gebunden ist, daß „die durch Ableitung radioaktiver Stoffe aus diesen Anlagen oder Einrichtungen mit Luft oder Wasser bedingte Strahlenexposition des Menschen so gering wie möglich gehalten wird" (Minimal-Prinzip). Als Höchstwert wird dabei für Ganzkörperbelastung an der ungünstigsten Einwirkungsstelle – auf die Definition wird später noch eingegangen – die Dosis von 30 mrem je Jahr während der gesamten Betriebszeit des Reaktors getrennt für Abluft und Abwasser festgelegt. Für jede kerntechnische Anlage muß für das Genehmigungsverfahren in detaillierten Gutachten durch neutrale Stellen der Nachweis erbracht werden, daß diese Forderung erfüllt ist.

12.2. Abgabe und Ausbreitung von Radionukliden

12.2.1. Betriebliche Freisetzung

Radioaktivität wird in kerntechnischen Anlagen über Abluft und Abwasser abgegeben. Das Maß für die freigesetzte Aktivität ist die Zahl der Zerfälle in der Sekunde, das Becquerel (Bq). Alte, aber immer noch gebräuchliche Einheit ist das Curie (Ci). 1 Ci entspricht $37 \cdot 10^9$ Zerfällen pro Sekunde, also $37 \cdot 10^9$ Bq. Die in der Radioökologie vorkommenden Aktivitäten werden in Nanocurie (nCi = 10^{-9} Ci = 37 Bq) oder Picocurie (pCi = 10^{-12} Ci = 0,037

Bq) gemessen. Die Praxis hat gezeigt, daß die Genehmigungswerte im Betrieb teilweise erheblich unterschritten werden. In der Tabelle 1 sind die zu erwartenden Abgabewerte mit der Abluft für zwei verschiedene Reaktortypen von je 1000 MW_e dargestellt, Tabelle 2 zeigt einen Vergleich von Genehmigungs- und Abgabewerten für Biblis A im Jahre 1975. Diese im Vergleich zum Antrag günstigen Werte sind durch ein ausgeklügeltes System von Filtereinrichtungen und Verzögerungsstrecken zum Abklingen der Aktivität kurzlebiger Nuklide möglich. Wie effektiv diese Filter arbeiten, zeigt das Beispiel J-131. Die in Tabelle 2 erwähnte Jahresabgabe von 0,0049 Ci entspricht nur Bruchteilen eines Milligrammes.

Tabelle 1 Zu erwartende jährliche Aktivitätsfreisetzungen für die Abluft, Siederwasser-, Druckwasserreaktor für 1000 MW_e

Nuklidgruppe	Nuklid	Freisetzung in Ci/a	
		Siedewasser-reaktor	Druckwasser-reaktor
Edelgase	Kr 85	700	700
	Xe 133	2500	2500
Jod-131	J 131	0,1	0,05
Kurzlebige Aerosole	Co 58	0,001	0,001
	Sr 89	0,001	0,001
	J 133	0,5	0,2
Langlebige Aerosole	Co 60	0,001	0,001
	Sr 90	0,0001	0,0001
	Cs 134	0,0001	0,0001
	Cs 137	0,0002	0,0002
Sonstige Gase	H 3	30	20
	C 14	10	10

Tabelle 2 Genehmigungswerte und tatsächliche Jahresabgaben über den Kamin; Biblis, Block A

Abgabewert 1975 Ci/a		Genehmigungswert Ci/a	Abgabewert in % des Genehmigungswertes
Edelgase	1682	89500	1,9
Jod-131	0,0049	0,695	0,7
Aerosole			
– kurzlebig	0,0469	115	0,04
– langlebig	0,0061	3,25	0,19

12.2.2. Gasförmige radioaktive Stoffe (atmosphärische Ausbreitung)

12.2.2.1. Meteorologische und nichtmeteorologische Parameter, die die Ausbreitung beeinflussen

Die Ausbreitung von Schadstoffen in der Atmosphäre wird von vielen und zum Teil sehr komplexen Parametern beeinflußt. Man kann im wesentlichen zwei Gruppen unterscheiden, die dabei eine Rolle spielen. Die erste Gruppe von Parametern, die die Verwirbelung der Luft (Turbulenz) beschreiben, hängt von der Struktur des Untergrundes ab, zum Beispiel von Art und Höhe des Bewuchses oder Art und Höhe der Bebauung. Die Turbulenz ist um so größer, je höher die „Rauhigkeit" der Erdoberfläche ist. Der Begriff „Rauhigkeit" hat dabei durchaus die in der Umgangssprache übliche Bedeutung. So ist zum Beispiel die Oberfläche des Meeres bei Windstille glatt im meteorologischen Sinn, während andererseits das durch Bäume und Gebäude stark strukturierte Gelände eine große Rauhigkeit besitzt.

Die zweite Gruppe besteht aus meteorologischen Größen, der Wetterlage, die ebenfalls durch viele schwankende Einzelgrößen gekennzeichnet ist, zum Beispiel Windgeschwindigkeit, Stabilität der Luftschichtung oder Niederschlag. Die Stabilität der Luftschichtung läßt sich durch den Temperaturverlauf in Abhängigkeit von der Höhe über dem Erdboden beschreiben. In Abbildung 1 sind einige typische Fälle dargestellt. Man teilt dabei die Wetterlagen in 6 Klassen A–F (Diffusionskategorien) ein, in denen die Fähigkeit, in die Atmosphäre abgegebene Schadstoffe schnell zu verdünnen, von A nach F abnimmt. Fall A, B zeigt labile Schichtung. Die Temperatur nimmt mit zunehmender Höhe schnell ab. Das führt zu starker Turbulenz, die auch für die Entstehung von Gewitterwolken verantwortlich ist. Die Durchmischung der Atmosphäre und damit die Verdünnung der Schadstoffe ist gut (hohe Verdünnungseffektivität). Der andere Extremfall ist die sogenannte stabile Schichtung, besser unter dem Begriff Inversion bekannt. In diesem Fall (E, F) nimmt die Temperatur mit der Höhe zu. Der Austausch zwischen den unteren und den oberen Luftschichten wird nahezu völlig unterbunden. Zusammen mit geringen Windgeschwindigkeiten in Bodennähe kann es zur Smoglage kommen. In der Mitte dieser Extreme liegen die neutralen Schichtungen (C, D). Zwischen allen diesen Lagen gibt es kontinuierliche Übergänge. Die ursprüngliche Einteilung dieser Klassen geht auf F. Pasquill zurück und beruht auf Beobachtungen von Rauchfahnen, die je nach Wetterlage charakteristische Formen zeigen (Abbildung 1). So erhält man bei geringer Turbulenz (stabile Schichtung) nur eine geringe Auffächerung der Fahne, während bei hoher Turbulenz (labile Schichtung) eine starke Auffächerung zu beobachten ist. Die Haupttypen sind mit den 6 Klassen relativ gut repräsentiert.

Für die Bestimmung der Diffusionskategorie können alle die meteorologischen Größen und Parameter herangezogen werden, die die Turbulenz der atmosphärischen Schichtung und damit die Verdünnungseffektivität der Atmosphäre bei den einzelnen Wetterlagen beschreiben. Besonders geeignet sind dafür die Messungen, mit denen man die horizontale und vertikale Turbulenz direkt erfassen kann. Diese Messungen sind jedoch technisch aufwendig und zeitraubend. Deshalb ermittelt man unter Inkaufnahme geringerer Vorhersagegenauigkeit die Diffusionskategorie aus leicht zugänglichen meteorologischen Daten. Hierzu gehören Beobachtungen des Deutschen Wetterdienstes, bei denen neben der bodennahen Windgeschwindigkeit auch die Bewölkung angegeben wird. Unter Berücksichtigung des Sonnenstandes läßt sich daraus die Stabilität der Schichtung ermitteln.

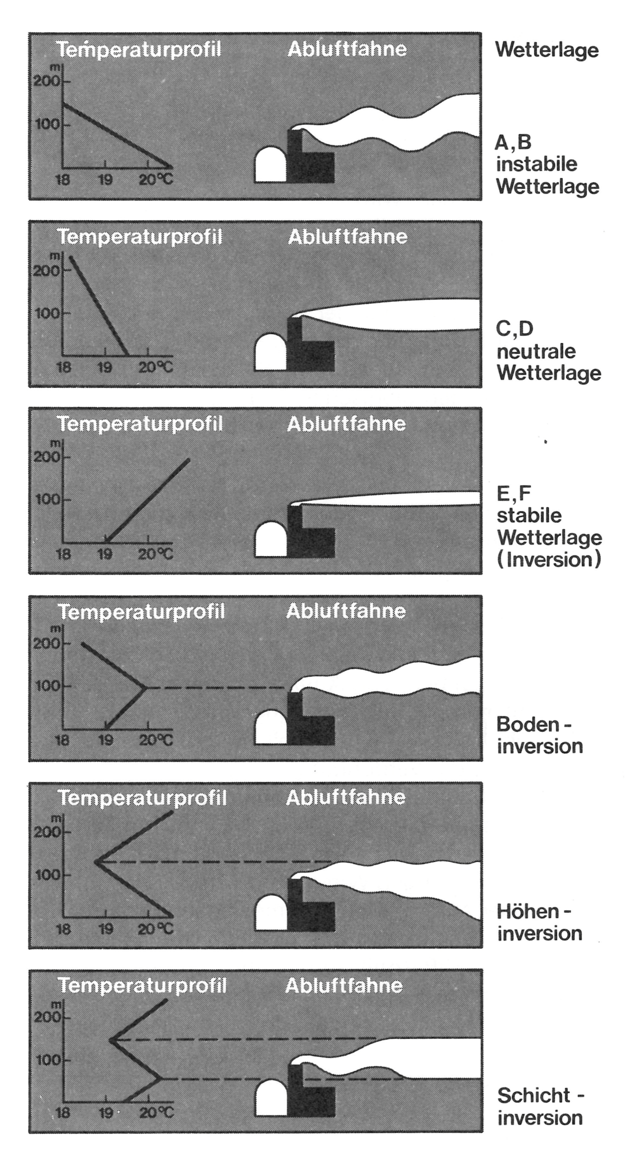


Abbildung 1 Luftschichtungen und zugehörige Rauchfahnen

12.2.2.2. Mathematische Beschreibung der Ausbreitung von Schadstoffen

Man kann nun unter geeigneten Bedingungen mathematische Formeln angeben, mit deren Hilfe die Konzentrationsverteilung auf der dem Wind abgewandten Seite eines Abluftkamins für die weiteren Anwendungen hinreichend genau beschrieben werden kann, insbesondere für die später zu diskutierenden Langzeituntersuchungen. Die Konzentration der abgegebenen Stoffe in der Abluftfahne ist eindeutig bestimmt durch die Menge der abge-

gebenen Schadstoffe in der Zeiteinheit (Quellstärke, gemessen in Ci/s oder g/s), die mittlere Windgeschwindigkeit, die Höhe des Abluftkamins (Emissionshöhe) und die Werte für horizontale und vertikale Ausbreitung der Schadstoffe in der Abluftfahne (Ausbreitungsparameter, Diffusionskonstanten).

Quellstärke sowie die Emissionshöhe sind für die Anlage charakteristisch. Ausbreitungsparameter und Windgeschwindigkeit werden durch die meteorologischen Verhältnisse festgelegt.

Ein Hauptproblem der Ausbreitungsrechnung ist die Bereitstellung geeigneter Zahlenwerte für die Ausbreitungsparameter in den jeweiligen Diffusionskategorien. Diese Parameter sollten sowohl die mechanische als auch die durch Wärmeströmung erzeugte Turbulenz hinreichend genau beschreiben. Zu ihrer Bestimmung sind Ausbreitungsexperimente in möglichst großer Zahl an möglichst vielen Stellen notwendig. Da die vor 1970 verwendeten Werte aus der Literatur in der Regel die wirklichen Verhältnisse nur unzureichend wiedergeben, wurden seit dem Jahre 1970 von der Zentralabteilung Strahlenschutz in der KFA Feldexperimente mit markierten Abluftfahnen durchgeführt, um für die Anwendung über Gelände mit mittlerer bis höherer Rauhigkeit geeignete Ausbreitungsparametersätze zu ermitteln.

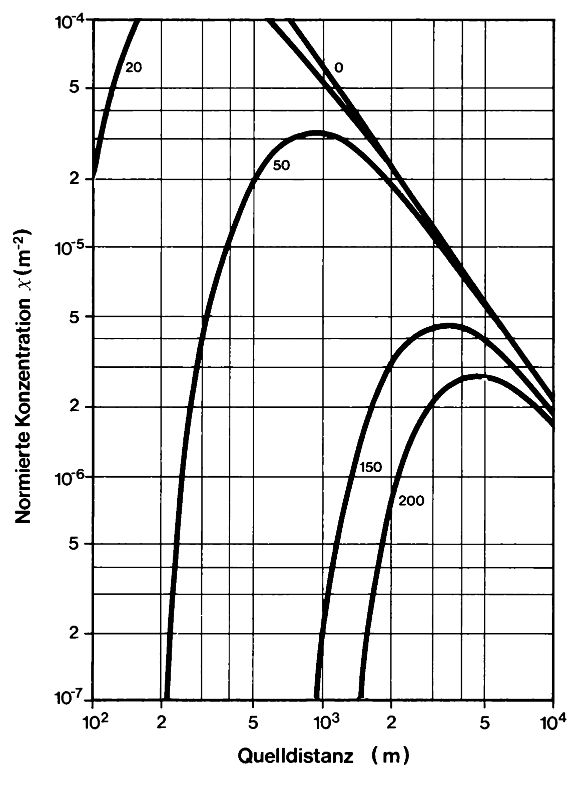


Abbildung 2 Schnitt durch die Konzentrationsverteilung längs der Hauptausbreitungsrichtung für verschiedene Emissionshöhen für die Diffusionskategorie E

12.2.2.3. Experimentelle Ergebnisse

Einige wichtige Ergebnisse der Ausbreitungsversuche lassen sich anhand der Abbildungen 2–4 erläutern, in denen die Konzentration der atmosphärischen Schadstoffe in der bodennahen Luft unter der Abluftfahne dargestellt ist. Bei konstanter Wettersituation läßt sich der Einfluß unterschiedlicher Emissionshöhen (H) erkennen (Abbildung 2). Bei geringer Emissionshöhe liegt das Maximum der Ablagerung nahe an der Quelle und ist relativ hoch. Bei großer Emissionshöhe ist der Weg zum Boden bereits so groß, daß die ursprüngliche Schadstoffkonzentration der Abluftfahne durch turbulente Durchmischung schon stark verdünnt wird und damit das Maximum der Konzentrationsverteilung viel niedriger ausfällt. Hierdurch wird der Nutzen hoher Schornsteine deutlich.

Bei fester Emissionshöhe zeigt sich der Einfluß der Wettersituation (Diffusionskategorie) auf die Ausbreitungsverhältnisse (Abbildung 3). Die Diffusionskategorie A liefert Maxima in geringer Entfernung von der Quelle, die Kurve der Konzentrationsverteilung fällt dann aber am stärksten mit zunehmender Entfernung zu kleineren Konzentrationen hin ab. Die Kategorie F hat ein niedrigeres Maximum in bedeutend größerer Entfernung, dabei aber auch den schwächsten Abfall der Konzentration mit wachsender Entfernung, so daß unter ihrem Einfluß auch in größerer Distanz von der Quelle noch relativ hohe Konzentrationen auftreten.

Unterschiedliche Strukturen der Erdoberfläche (Bebauung, Bewuchs) führen, wie schon erwähnt, ebenfalls zu unterschiedlichen Ausbreitungsverhältnissen. Während die früher meist benutzten Ausbreitungsparameter nach Pasquill auf Meßergebnisse über flachem Präriegelände basieren, sind die Jülicher Werte über einem Gelände mit Waldbestand und aufgelockerter Bebauung gewonnen worden (Abbildung 4). Sie werden in den vom Bundesminister des Inneren herausgegebenen Berechnungsgrundlagen verwendet.

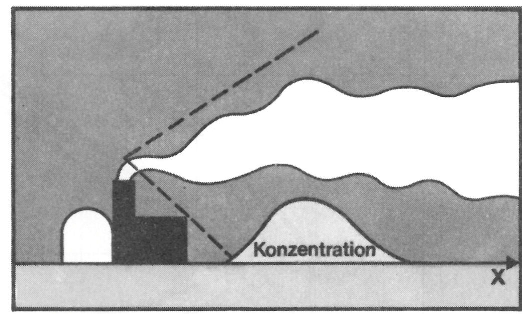
12.2.2.4. Anwendung der Ausbreitungsrechnung: Kurzzeit- und Langzeitausbreitungsfaktoren

Mit den theoretischen und experimentellen Ergebnissen ist man nun in der Lage, Aussagen über die Konzentrationsverteilung in der Umgebung eines Emittenten sowohl für kurzzeitige Emissionen von wenigen Stunden Dauer als auch für Langzeitmittelwerte zu machen. Hierzu werden Kurzzeit- und Langzeitausbreitungsfaktoren definiert. Der erste gibt aktuelle Werte für eine bestimmte Wetterlage, während der Langzeitausbreitungsfaktor Aussagen über Jahresmittelwerte liefert. Die Fehler, die man bei der Bestimmung der Konzentrationsverteilung macht, sind für Kurzzeit- und Langzeitfaktoren unterschiedlich. Für die Kurzzeitfaktoren muß man in der Nähe des Maximums mit einem mittleren Fehler von einem Faktor 1,4 rechnen, wobei im Einzelfall höhere Abweichungen möglich sind. Die Mittelwertbildung beim Langzeitausbreitungsfaktor führt dagegen zu erheblich sichereren Prognosen. Vergleiche mit Immissionsmessungen zeigen mittlere Abweichungen von maximal 30%.

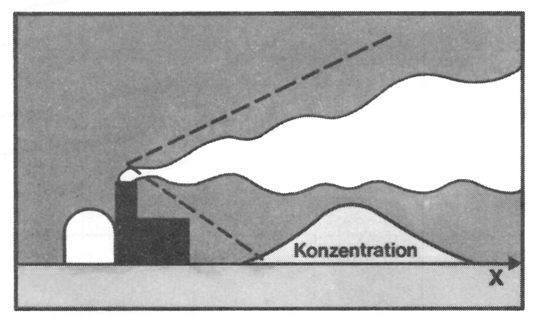
12.2.2.5. Atmosphärische Ablagerung

Für die Berechnung der Ablagerung unterscheidet man zwei Gruppen von Schadstoffen: Aerosole und Gase.

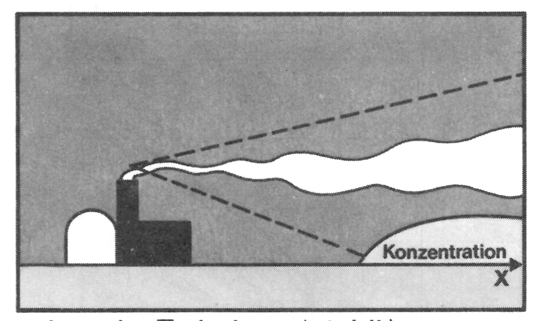
Aerosole sind kleine feste Teilchen oder Tröpfchen, die durch die Turbulenz an Vegetation und Bodenhindernissen abgelagert werden können. Sie lagern sich dabei in der Regel nur auf der Oberfläche der Vegetation ab und können von dort durch Niederschläge zu einem



starke Turbulenz (instabil)



mittlere Turbulenz (neutral)



schwache Turbulenz (stabil)

Abbildung 3 Abhängigkeit der Lage des Ablagerungsmaximums von der Wetterkategorie

großen Teil wieder abgewaschen werden, besonders wenn die Blätter der Pflanzen mit einer natürlichen Wachsschicht bedeckt sind. Größere Partikel fallen aufgrund ihres Gewichtes auf den Boden.

Bei den Gasen müssen wir zwischen Edelgasen und reaktionsfähigen Gasen unterscheiden. Edelgase besitzen wie die Aerosole eine schlechte Haftfähigkeit auf Pflanzen. Reaktionsfähige Gase können dagegen an der Blattoberfläche festgehalten werden. Durch biochemische Reaktionen kann diese Haftung zum Teil noch erheblich verstärkt werden.

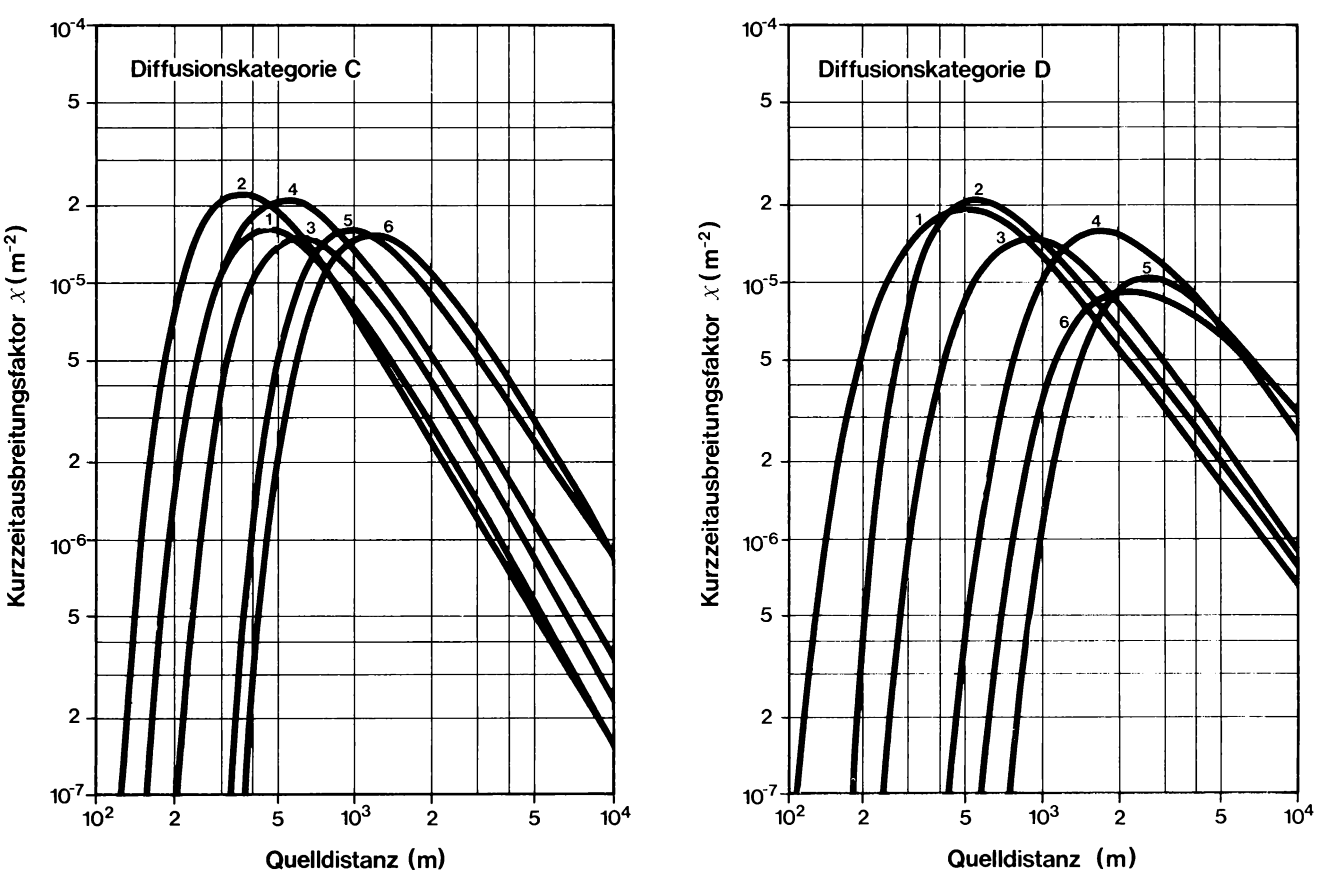
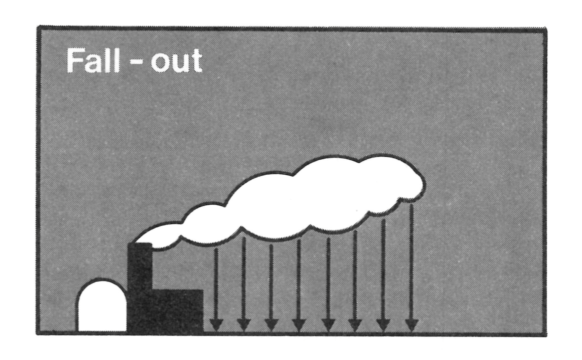
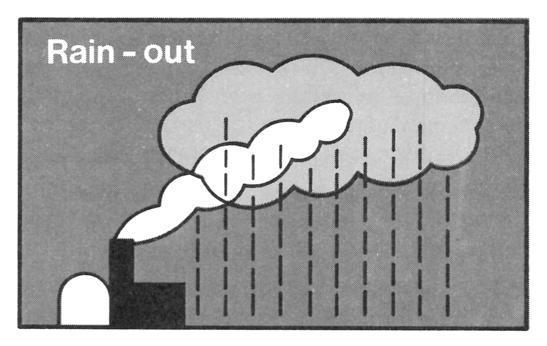


Abbildung 4 Kurzzeitausbreitungsfaktoren für eine Emissionshöhe von 100 m als Funktion der Quelldistanz für verschiedene Parametersysteme (1 St. Louis, 2 Briggs II, 3 Jülich 100 m-Kamin, 4 Brookhaven, 5 Briggs I, 6 Pasquill)





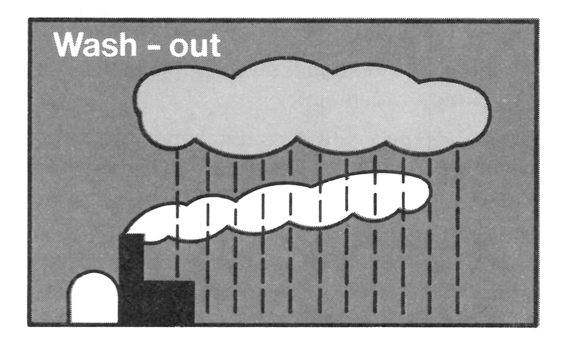


Abbildung 5 Möglichkeiten der Ablagerung radioaktiver Stoffe aus der Abluftfahne

Neben der trockenen Ablagerung (Fallout) spielt die nasse Ablagerung (Washout) für einzelne Radionuklide, wie Tritium, eine wichtige Rolle. Beim Washout werden die Schadstoffteilchen aus der Luft durch Niederschläge mehr oder weniger stark ausgewaschen. Sie gelangen auf den Boden und in die Vegetation und damit in die Nahrungskette. Einen Sonderfall der nassen Ablagerung stellt der „Rainout" dar (Abbildung 5).

12.2.2.6. Mathematische Beschreibung der Ablagerung

Die Ablagerung ist wie die Ausbreitung ein komplizierter physikalischer Vorgang. Um zu einigermaßen handhabbaren und mit nicht zu großen Fehlern behafteten Aussagen zu kommen, müssen die Modelle stark vereinfacht werden. Hierzu führt man den Begriff der „Ablagerungsgeschwindigkeit" (Falloutkonstante) ein. Die Kenntnis der Ablagerungsgeschwindigkeit ermöglicht bei bekannter Konzentration in der Luft die Vorhersage der Menge abgelagerter Schadstoffe (Kontamination) je Flächeneinheit. Unter Ablagerungsgeschwindigkeit oder Falloutkonstante darf man nicht etwa die Sinkgeschwindigkeit der Schadstoffe verstehen. Es handelt sich vielmehr um das Verhältnis der Kontamination je Flächeneinheit zu der Luftkonzentration (zeitintegriert) gemessen in 1 m Höhe über dem Boden. Dieser Wert hat die Dimension m/s, also die einer Geschwindigkeit.

Das Modell für den Washout ist in Anlehnung an das für den Fallout entwickelt worden. Die Washoutkonstante ist allerdings experimentell weitaus schwerer zu bestimmen als die Falloutkonstante. Da fast alle Experimente unter nicht realen Bedingungen durchgeführt wurden, muß mit erheblichen Fehlern von einigen 100% gerechnet werden. Je nach Niederschlagshäufigkeit und Intensität ist deshalb eine beträchtliche Unter- oder Überschätzung der Menge ausgewaschener Schadstoffe möglich.

Als Beispiel für die trockene Ablagerung wurde in der KFA Jülich die Ablagerung und das Verweilen von elementarem Jod auf Gras und Klee untersucht. Die Ablagerung von Jod auf der Vegetation hängt hauptsächlich von drei Parametern ab:

1. Von der Trockenmasse der Vegetation pro Flächeneinheit, die ein Maß für die zur Ablagerung zur Verfügung stehende Oberfläche ist,
2. von einem Parameter, der die Absorption und die biochemische Bindung des elementaren Jods durch die Vegetation erfaßt und
3. von einem meteorologischen Parameter, der den Transport aus der Abluftfahne zur Vegetation beschreibt.

Die Ablagerung wird stark durch meteorologische Größen beeinflußt. Deshalb wurden auf dem Versuchsfeld in verschiedenen Höhen die Windgeschwindigkeit und am meteorologischen Turm weitere Daten gemessen.

Um das Verweilen von Jod auf Gras und Klee zu studieren, wurden von einer kontaminierten Fläche in Zeitabständen von einigen Tagen Proben entnommen. Eine solche Meßreihe ist in Abbildung 6 dargestellt. Die Meßreihen zeigen, daß der Jodgehalt des Grases wie auch des Klees in 4 bis 8 Tagen zur Hälfte abgebaut war. Im Gegensatz dazu zeigen Messungen, bei denen das Gras nach der Kontamination abgeschnitten wurde, keine Abnahme des Jodgehaltes der Vegetation. Da, wie aus Abbildung 6 zu ersehen ist, die Geschwindigkeit, mit der die Kontamination abnimmt, nicht durch Sonnenschein oder Regen beeinflußt wird, kann man folgern, daß die Jodabnahme nicht durch äußere meteorologische Einflüsse bewirkt wird, sondern daß sie mit den Vorgängen in der lebenden Pflanze zusammenhängt, z. B. mit dem Stoffwechsel oder dem Gasaustausch. Dieses Ergebnis erlaubt die Definition der „biologischen Verweilkonstante".

12.2.3. Flüssige radioaktive Ableitungen

Auch mit dem Abwasser gibt eine kerntechnische Anlage Radioaktivität an die Umwelt ab, dabei spielen teilweise andere Nuklide als bei der Abluft eine wichtige Rolle.

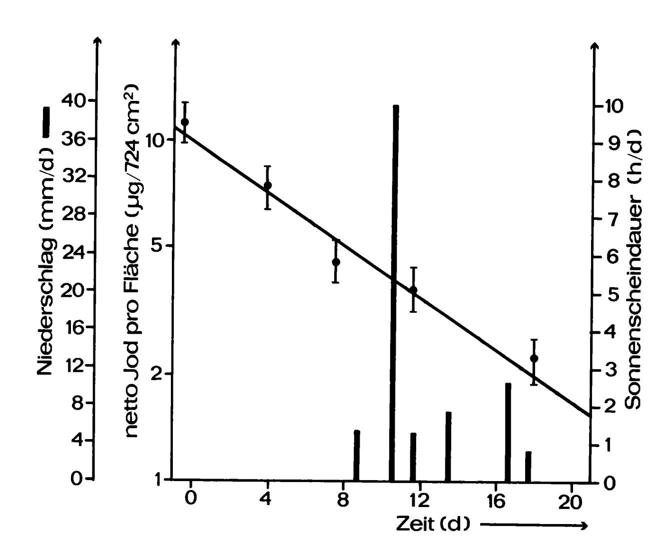


Abbildung 6 Biologische Halbwertszeit von Jod auf Gras. Der Jodgehalt des Grases wird in 4–8 Tagen zur Hälfte abgebaut. Sonnenschein und Regen beeinflussen diesen Prozeß nicht

Typische Erwartungswerte für zwei verschiedene Reaktortypen von 1000 MW_e zeigt Tabelle 3. In Tabelle 4 ist wieder ein Vergleich zwischen Genehmigungs- und Abgabewerten für Biblis A im Jahre 1975 dargestellt.

Grundsätzlich gelten für die Ausbreitungsvorgänge in Fließgewässern die gleichen Überlegungen wie für die atmosphärische Ausbreitung; die mathematische Berechnung wird jedoch durch die enge Begrenzung der Strömung im Flußbett und die Krümmung des Flußlaufs sehr erschwert. Die für die Verdünnung der Einleitungen wichtigsten Parameter sind die Wasserführung, die Fließgeschwindigkeit und Sedimentationsvorgänge.

Tabelle 3 Beim Betrieb eines 1000 MW_e-Reaktors zu erwartende Radionuklidmenge im Abwasser

Nuklid	Freisetzungsrate in Ci/a	
	Siedewasserreaktor	Druckwasserreaktor
H 3 Tritium	150	900
Fe 55	0,03	
Co 58	0,02	0,2
Co 60	0,15	0,1
Sr 89	0,3	
Sr 90	0,03	
J 131	0,1	0,15
Cs 134	0,1	0,1
Cs 137	0,15	0,2

Tabelle 4 Jährliche Aktivitätsabgabe und Genehmigungswerte über das Abwasser; Biblis, Block A, Kalenderjahr 1975

	Abgabewert 1975 Ci/a	Genehmigungswert Ci/a	Abgabewert in % des Genehmigungswertes
Abwasser ohne Tritium	0,74	10	7,4
Tritium	110	1600	6,9

Die eingeleitete Aktivität kann entweder im Fluß selbst abgelagert werden (Sedimentation) und führt damit zu einer äußeren Strahlenbelastung bei Personen, die sich im Sediment aufhalten (z. B. Angler) oder die auf Booten den Fluß befahren.

Auf dem Wege der Bewässerung kann die im Fluß enthaltene Aktivität aber auch auf die Vegetation und in den Boden gelangen. Die dritte Kontaktmöglichkeit besteht schließlich für Mensch und Tier über die direkte Wasseraufnahme (Trinkwasser oder Viehtränke).

12.3. Radionuklide in Ökosystemen

12.3.1. Das Verhalten im lebenden Organismus

Der Begriff Ökosystem beschreibt eine Lebensgemeinschaft mit allen das Zusammenleben beeinflussenden Faktoren wie Bodenbeschaffenheit, Pflanzengesellschaft, Tiergesellschaft, Klima usw. Damit ist nicht gesagt, daß ein gesundes Ökosystem eine Urlandschaft sein muß. Auch eine vom Menschen geschaffene Kulturlandschaft kann durchaus im „ökologischen Gleichgewicht", also „ökologisch gesund" sein.

Der Eintritt der Radionuklide in Ökosysteme erfolgt über Abluft und Abwasser. Ihr Verhalten in den Organismen selbst ist sehr unterschiedlich und auf der einen Seite von der chemischen Form abhängig, auf der anderen Seite aber auch von chemischen Prozessen in der lebenden Zelle selbst. Von besonderer Bedeutung sind naturgemäß Isotope von Elementen, die entweder selbst im Stoffwechsel eine wichtige Rolle spielen (z. B. Tritium, Kohlenstoff-14, Jodisotope) oder wegen chemischer Ähnlichkeit mit für den Organismus wichtigen Elementen mit diesen in Konkurrenz treten können (z. B. Strontium mit Calcium oder Cäsium mit Kalium). Anreicherungen kommen dadurch zustande, daß die lebende Zelle für alle benötigten Elemente aktive Transportsysteme besitzt, die es ihr ermöglichen, diese lebensnotwendigen Stoffe auch entgegen einem Konzentrationsgefälle aufzunehmen und in der Zelle anzureichern. Dabei kann der Anreicherungsfaktor beachtliche Größenordnungen (zwischen 1 und 100000) erreichen. In gleicher Weise werden nicht benötigte Stoffe ausgeschieden. In einigen Fällen erfolgen auf diese Weise auch für den Organismus sinnlose Anreicherungen in bestimmten Organen (z.B. Plutonium in Lymphknoten). Aufgrund räumlicher Ähnlichkeit und gleicher elektrischer Ladung können nämlich bei diesen Transportvorgängen auch für die Zelle vollkommen unwichtige, unter Umständen sogar giftige

Elemente in die Zelle „einreisen" und sich dort anreichern. Die aktive Stoffaufnahme ist bei den einzelnen Organen je nach ihrer Funktion sehr unterschiedlich. So reichert z. B. die Schilddrüse selektiv Jod an, die Knochen enthalten große Mengen an Calcium. Es gibt für sehr viele Elemente und damit natürlich auch für deren radioaktive Isotope solche „kritischen Organe", in denen sie besonders hohe Konzentrationen erreichen können.

Die Verteilung eines aufgenommenen Radionuklids im Organismus wird durch Compartment-Modelle beschrieben, in denen die möglichen Wege des betreffenden Elements, die Bruchteile der Gesamtmenge, die auf diesen Wegen verlagert werden und die Anreicherung in bestimmten Organen berücksichtigt und damit auch berechnet werden können. Ein Beispiel für ein Compartment-Modell ist für den Inhalationsweg in Abbildung 7 dargestellt. Über den Pfeilen sind die für das betrachtete Isotop charakteristischen Bruchteile der Gesamtmenge, in den Organkästchen die Anreicherungsfaktoren einzusetzen. Ähnliche Modelle lassen sich für alle anderen Aufnahmewege (z. B. Aufnahme mit der Nahrung) erstellen. Die Höhe der Anreicherung ist von einer wichtigen Größe, der effektiven Halbwertszeit

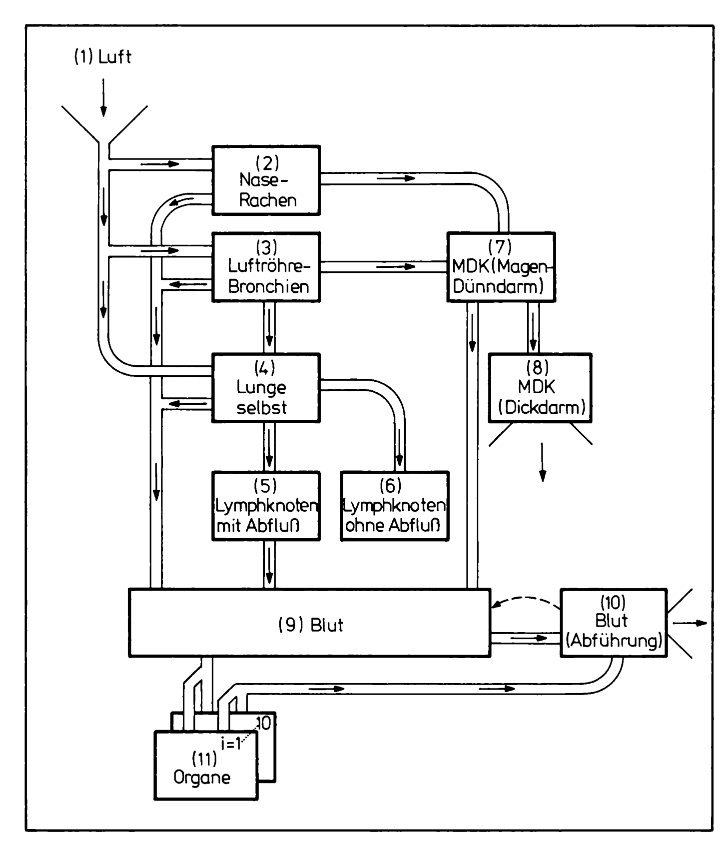


Abbildung 7 Detailliertes Compartment-Modell zur Berechnung von Dosisfaktoren infolge Einatmung kontaminierter Atemluft (Aus Nehmitz und Brenk)

des betrachteten Radionuklids in einem bestimmten Organ abhängig. Sie wird auf folgendem Wege ermittelt:

Die physikalische Halbwertszeit gibt an, nach welcher Zeit von einer gegebenen Menge eines radioaktiven Isotopes noch genau die Hälfte vorhanden ist, ihren Kehrwert nennt man physikalische Zerfallskonstante λ_p. Unter biologischer Halbwertszeit versteht man den Zeitraum, nach dem von einer einmaligen Gabe eines bestimmten Stoffes oder eines stabilen Elements durch Stoffwechselprozesse die Hälfte wieder aus dem Körper ausgeschieden ist. Ihren Kehrwert nennt man biologische Verweilkonstante λ_{bi}. Sie ist stark von Temperatur und Stoffwechselaktivität abhängig und kann daher von Organ zu Organ sehr unterschiedlich sein. Die Summe von λ_p und λ_{bi} ergibt die effektive Verweilkonstante in dem betreffenden Organ, λ_{eff}, ihr Kehrwert ist die „effektive Halbwertszeit".

12.3.2. Die möglichen Wege der Strahlenbelastung für den Menschen (Abbildung 8)

Externe Bestrahlung

Die durch den Abluftkamin entweichende Wolke und das Abwasser stellen „Strahlenquellen" dar und führen zu einer äußeren Bestrahlung. Die β-Strahlen besitzen nur eine geringe Eindringtiefe und belasten vornehmlich die Haut, die γ-Strahlen führen zu einer Ganzkörperbelastung. Ein Sonderfall ist die äußere Kontamination, die Ablagerung radioaktiver Stoffe auf der Körperoberfläche.

Inhalation und Ingestion

Als Inhalation bezeichnet man die Aufnahme von gasförmigen Stoffen oder Aerosolen über die Atemwege. Dabei kann es zu einer Inkorporation kommen, einer Aufnahme der eingeatmeten Stoffe in den Körper selbst und der bereits vorher beschriebenen Verlagerung in einzelne Organe. Auch bereits auf dem Boden abgelagerte Feststoffteilchen können nach Aufwirbelung durch Inhalation in den Körper gelangen.

Bei der Ingestion erfolgt die Aufnahme der Radionuklide über den Magen-Darm-Trakt mit der Nahrung. Wie im Falle der Inhalation erfolgt also eine Inkorporation der Radionuklide mit anschließender Verlagerung im Körper. In beiden Fällen erfolgt die Strahlenbelastung von innen her.

12.3.3. Der Begriff der Nahrungskette

Wie bereits erwähnt kommt es im lebenden Organismus zu Anreicherungsvorgängen. Diese Anreicherung kann um so stärker werden, je mehr Zwischenschritte eingeschaltet sind. Am Anfang der Nahrungkette stehen immer die Produzenten, also die Pflanzen. In ihnen findet der erste Anreicherungsschritt statt. Sie dienen dem Menschen entweder selbst als Nahrung, oder sie werden von „Konsumenten 1. Ordnung" gefressen. Dieser Konsument 1. Ordnung kann nun seinerseits von einem Konsumenten 2. Ordnung gefressen werden, z. B. ein Kleinkrebs oder ein kleiner Fisch von einem Raubfisch. Am Ende einer solchen Kette von Räuber-Beute-Beziehungen steht der Mensch. Die Anreicherungsvorgänge in den

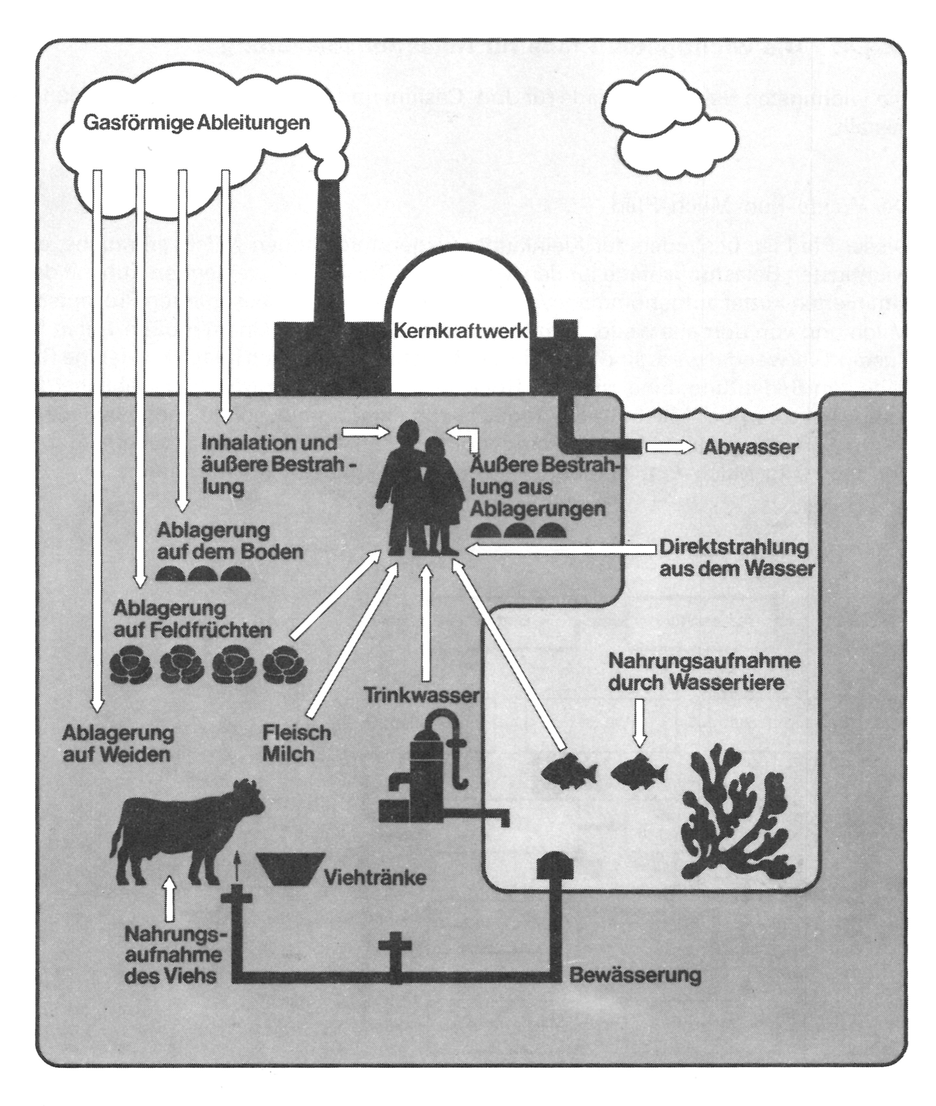


Abbildung 8 Die Möglichkeiten der Einwirkung radioaktiver Emissionen auf den Menschen

einzelnen Gliedern der Nahrungskette können bedeutungslos sein, wenn sie Organe betreffen, die der Mensch üblicherweise nicht verzehrt, z. B. Knochen, und auf der anderen Seite große Wichtigkeit erlangen, wenn sie in pflanzlichen oder tierischen Produkten stattfinden, die der Mensch zu seiner Ernährung in großem Maße verwendet, z. B. Muskelfleisch. Aufgrund dieser Tatsache kann man einige wichtige Belastungspfade formulieren, auf denen der weitaus überwiegende Teil der Radioaktivität zum Menschen gelangt.

12.3.4. Die wichtigsten Pfade für Ingestionsbelastung

Die wichtigsten Belastungspfade für Jod, Cäsium und Strontium sind in Abbildung 9 dargestellt.

Der Weide-Kuh-Milch-Pfad

Dieser Pfad ist, besonders für Kleinkinder wegen ihres hohen Milchverbrauchs, einer der wichtigsten Belastungspfade für den Menschen. Die von der weidenden Kuh mit dem kontaminierten Futter aufgenommene Aktivität gelangt zu einem bestimmten Prozentsatz in die Milch und von dort aus weiter zum Menschen. Da Milch zu einem großen Teil in frischem Zustand verwendet wird, sind über diesen Belastungspfad auch relativ kurzlebige Radionuklide von Bedeutung. Eine wichtige Rolle spielt dabei auch noch ein erheblicher Konzentrationsfaktor in der Milch. In der Tagesmilchmenge finden sich je nach Nuklid zwischen 1 und 15% der gesamten täglich aufgenommenen Aktivität wieder, bei einem Verhältnis von ca. 10 kg Milch zum Körpergewicht der Kuh eine beachtliche Menge.

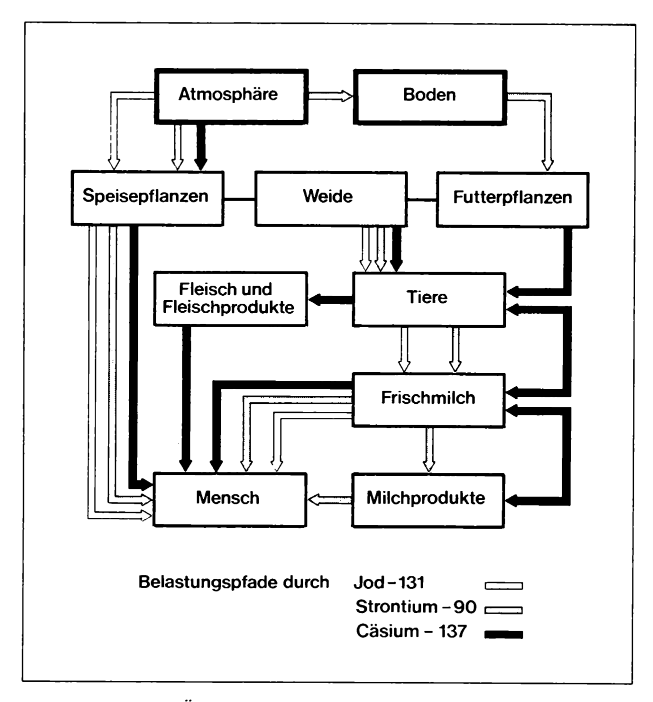


Abbildung 9 Übersicht über die kritischen Pfade

Der Pflanze-Mensch-Pfad

Der Genuß kontaminierter pflanzlicher Produkte führt zu einer weiteren Belastungsmöglichkeit. Für diesen Belastungspfad ist die direkte Ablagerung auf die Pflanzen aus der Luft oder künstliche Beregnung mit Flußwasser von hauptsächlicher Bedeutung.

Der Futter-Fleisch(Fisch-)-Mensch-Pfad

Auf diesem Belastungspfad kann es zu mehreren aufeinanderfolgenden Anreicherungsvorgängen kommen, entsprechend müssen auf diesem Weg alle Radionuklide als kritisch bezeichnet werden, die sich im Fleisch oder anderen üblicherweise vom Menschen verzehrten Organen, z. B. der Leber, anreichern.

12.3.5. Faktoren, die die Wanderung der Radionuklide beeinflussen

Bei einer gegebenen Aktivitätskonzentration an einer bestimmten Stelle im Ökosystem kann die Verlagerung der Radionuklide nicht durch einen konstanten Wert beschrieben werden, sondern sie ist von einer ganzen Reihe von Faktoren abhängig, von denen hier nur einige erwähnt werden sollen: Die Aufnahme der auf dem Boden abgelagerten Radioaktivität durch die Pflanzen ist abhängig von Pflanzenart, Alter der Pflanze, Bodenart, Bodenstruktur, Feuchtigkeit, Temperatur, Nährstoffgehalt und Nährstoffzusammensetzung. Bei guter Calzium-Versorgung ist die Aufnahme des konkurrierenden Strontiums z. B. erheblich geringer. In ähnlicher Weise ist auch die Verlagerung im tierischen und menschlichen Organimus stark abhängig von Art, Alter, Ernährungszustand, Vitaminversorgung, Spurenelementversorgung, Klima und vielen anderen Faktoren. Die Aufnahme von radioaktivem Jod kann z. B. stark herabgesetzt werden durch gute Versorgung mit inaktivem Jod, der Einbau von Strontium in den Knochen kann durch gute Calcium-Versorgung weitgehend verhindert werden.

12.3.6. Der Transferfaktor – Produkt aus ökologischen Gegebenheiten und der Physiologie des Organismus

Der Übergang eines Radionuklids vom Boden in die Pflanze, von der Pflanze ins Tier und vom Tier oder Tierprodukt in den Menschen läßt sich nicht ohne Schwierigkeit voraussagen und berechnen. Die diese Übergänge beschreibenden Faktoren werden Transferfaktoren genannt, die folgendermaßen definiert sind:

Transferfaktor Futter-Milch: Aktivität je Liter Milch bezogen auf die Aktivität einer Tagesration Futter.

Transferfaktor Futter-Fleisch: Aktivität je Kilogramm Muskelfleisch oder anderes Organ bezogen auf Aktivität einer Tagesration Futter.

Transferfaktor Boden-Pflanze: Aktivität je Kilogramm frische Pflanzenmasse bezogen auf Aktivität je kg trockener Boden in Pflugschartiefe (25 cm).

Die Transferfaktoren Futter-Fleisch und Futter-Milch sind noch verhältnismäßig gut standardisierbar, da man allein schon aus wirtschaftlichen Überlegungen für einen guten Ernährungs- und Gesundheitszustand des Viehs sorgt und damit die wichtigsten, im vorangegangenen Abschnitt bereits erwähnten Parameter in einem einigermaßen konstanten Bereich liegen.

Die größten Schwierigkeiten ergeben sich bei der Ermittlung des Transferfaktors Boden-Pflanze. Es ist ohne weiteres klar, daß es **den** Transferfaktor Boden-Pflanze für ein bestimmtes Nuklid nicht gibt und auch nicht geben kann, man muß mit einer ganzen Schar solcher Faktoren für die wichtigsten Pflanzen- und Bodenarten rechnen. Die Fülle von

Transferfaktoren, die der Literatur zu entnehmen ist, ist wegen unterschiedlicher Versuchsparameter nur schwer vergleichbar. Fast alle dort vorkommenden Transferfaktoren beziehen sich auf eine einmal dem Boden zugesetzte Aktivität, auf Versuche in kleinen Gefäßen und vor allem eine Ernte, die häufig nicht in dem Stadium erfolgte, in dem die Pflanze real verbraucht wird. Im Gegensatz dazu wird bei der Berechnung nach den vom Bundesminister des Inneren herausgegebenen Berechnungsgrundlagen für radioökologische Gutachten nach folgendem Prinzip verfahren:

Es wird postuliert,

- daß das Kernkraftwerk die *genehmigten* Aktivitätswerte abgibt,
- daß sich ein Mensch während der gesamten Reaktorbetriebszeit von 50 Jahren an dem Punkt größtmöglicher Aktivitätskonzentration („ungünstigste Einwirkungsstelle", „maximaler Aufpunkt") aufhält und außerdem
- seine gesamte pflanzliche und tierische Nahrung von diesem Punkt bezieht, wobei angenommen wird, daß auch die Tiere ihr Futter nur von dieser Stelle beziehen.

Solche Forderungen bezeichnet man als konservativ, weil sie vom ungünstigsten denkbaren Fall ausgehen. Es wird weiterhin angenommen, daß die gesamte Aktivitätsablagerung von 50 Jahren Betrieb den Boden erreicht und dort verbleibt. Diese Annahme führt jedoch dann zu unrealistischen Überschätzungen, wenn man hohe Transferfaktoren verwendet. Bei einem Transferfaktor von z. B. 15 würden allein infolge der Abreicherung durch die Pflanze in den vorausgegangenen 49 Jahren bei einem Ertrag von 4 kg/m^2 nach 50 Jahren nur knapp 7% der theoretisch auf den Boden gebrachten Aktivität wirklich noch vorhanden sein können.

Es ist jedoch durchaus möglich, für bestimmte Pflanzengruppen hinreichend genaue Transferfaktoren zu definieren, wenn man keine extremen Abweichungen vom Normalwert bei Temperatur, Feuchtigkeit, Nährstoffversorgung und -zusammensetzung voraussetzt und sich an den Bodenverhältnissen des Standortes orientiert.

12.3.7. Von der Aktivität zur Organdosis

Mit Hilfe von Compartment-Modellen und den Aktivitätswerten aus der Nahrung läßt sich der maximale Aktivitätsgehalt eines Organs errechnen. Da Zerfallsenergie und Zerfallsart der Radioisotope bekannt sind, kann man auch die pro Gewichtseinheit des Organs aufgenommene Zerfallsenergie, die Energiedosis berechnen. Alte, aber immer noch gebräuchliche Maßeinheit für die Energiedosis ist das rd = 0,01 J/kg. Die neue Maßeinheit ist das Gray (Gy) = J/kg.

Die biologischen Wirkungen im Organ hängen aber nicht nur von der absorbierten Energie ab, sondern auch von dem Weg, auf dem diese Energie absorbiert wird und damit von der Dichte, mit der die Schadensereignisse in der Zelle aufeinander folgen. Je kürzer die Abstände, desto größer ist bei gleicher absorbierter Energie der Schaden. Die einzelnen Strahlenarten haben daher eine unterschiedliche relative biologische Wirksamkeit. Bezieht man die Dosis nicht auf gleiche absorbierte Energie je Gewichtseinheit, sondern auf gleiche biologische Wirkung, so erhält man die Äquivalenzdosis (alt), das rem. 1 rem ist diejenige Dosis, die die gleiche biologische Wirksamkeit hat wie 1 rd Röntgenstrahlung von 200 kV Röhrenspannung (häufigster Bezugspunkt). Als die neue Maßeinheit für die Äquivalenzdosis ist das Sievert (Sv) = Qualitätsfaktor · J/kg vorgeschlagen.

Bezieht man die so errechnete Dosis auf die Gesamtaufnahme eines bestimmten Nuklids in einem Jahr und eine vorausgegangene 50jährige Anreicherung, erhält man den sogenannten Dose-Commitment-Faktor für das betreffende Organ. Mit diesem Faktor ist durch einfache Multiplikation mit der Jahresaufnahme dieses Nuklids die maximale Dosisleistung in rem pro Jahr nach 50 Betriebsjahren für das Organ errechenbar.

12.3.8. Die relevanten Nuklide und ihre kritischen Belastungspfade

Aus der Anreicherung und der daraus resultierenden Organdosis ergibt sich ein Maß für die Gefährlichkeit eines Radionuklids, das heißt für seine Radiotoxizität.

Die Radionuklide mit der höchsten Radiotoxizität sind α-Strahler, z. B. Polonium-210, die Radiumisotope Ra-226, Ra-228, Plutonium-239, Americium-241 und Curium-242. Wegen der hohen Qualitätsfaktoren für α-Strahler ergibt sich schon für geringe Aktivitäten eine hohe Äquivalenzdosis. Aufgrund von Radiotoxizität einerseits sowie Abgabemenge und Anreicherungseffekten in Nahrungsketten auf der anderen Seite ergibt sich die Tatsache, daß für die Strahlenbelastung des Menschen nur eine begrenze Zahl von Radioisotopen von Bedeutung ist. Sie sind im folgenden mit ihren wichtigsten radioökologischen Daten aufgeführt.

- Tritium (H-3) ist ein β-Strahler und zerfällt mit einer Halbwertszeit von 12,3 Jahren. Seine radioökologische Bedeutung ergibt sich aus der Tatsache, daß es anstelle von normalem Wasserstoff in Wasser und organische Verbindungen eingebaut wird und damit bei allen Stoffwechselvorgängen eine Rolle spielt. Die wichtigsten Belastungspfade sind die Inhalation tritiumhaltiger Atemluft und die Ingestion von kontaminiertem Trinkwasser. Eine gewisse Rolle kann auch noch die Beregnung von Gemüse- oder Weidepflanzen spielen. Über die biologische Halbwertszeit gibt es stark differierende Angaben, je nachdem an welchem Objekt diese gemessen wurde. Im Mittel darf man von etwa 10–20 Tagen ausgehen.

- Kohlenstoff (C-14) entsteht im Reaktor durch Kernreaktionen aus C-13, Stickstoff-14 und Sauerstoff-17. Er ist ein β-Strahler mit einer Halbwertszeit von ca. 5600 Jahren. C-14 wird in alle Teile der lebenden Zelle anstelle des normalen Kohlenstoffs eingebaut. Die mittlere biologische Halbwertszeit beträgt etwa 12 Tage, in einzelnen Teilen der Zelle liegt der Wert unter Umständen beträchtlich höher. Auch hier schwanken die Angaben sehr stark. Der Eintritt des C-14 in die Biosphäre erfolgt hauptsächlich als Kohlendioxid (CO_2), in geringerem Umfang als Methan (CH_4) über Abluft und Abwasser.

- Die Edelgasisotope Krypton-85 und Xenon-133 machen neben Tritium den bei weitem größten Anteil der Radioaktivitätsabgabe einer kerntechnischen Anlage aus. Sie entstehen in großer Menge im Reaktor als Produkte der Spaltung des eingesetzten Brennstoffs. Beide sind β- und γ-Strahler. Kr-85 hat eine Halbwertszeit von 10,7 Jahren, Xe-133 ist bereits nach 5,27 Tagen zur Hälfte zerfallen. Ihre Radiotoxizität ist verhältnismäßig gering. Der wichtigste Belastungspfad für den Menschen ist die Submersion, das heißt die Bestrahlung von außen; kritisches Organ ist die Hautoberfläche. Die Ganzkörperbelastung ist deutlich niedriger als die Hautdosis. Die Dosisbelastung durch inhalierte oder im Blut gelöste Edelgase ist demgegenüber von untergeordneter Bedeutung. In den letzten Jahren sind für Edelgase wirksame Rückhaltemethoden entwickelt worden.

- Die Jodisotope, J-131 und aus Wiederaufarbeitungsanlagen J-129, sind Spaltprodukte. Wegen ihrer starken Flüchtigkeit ist trotz ausgefeilter Rückhaltetechniken eine gewisse Abgabe an die Umgebung unvermeidlich. Ihre große radioökologische Bedeutung ergibt sich aus der starken Anreicherung in der Schilddrüse. Kleinkinder stellen wegen der sehr geringen Masse ihrer Schilddrüse und der höheren Strahlenempfindlichkeit die potentiell am stärksten gefährdete Gruppe („kritische Bevölkerungsgruppe") dar. J-131 hat eine physikalische Halbwertszeit von ca. 8 Tagen, das langlebige Isotop J-129 eine von 17 Mio. Jahren. Die biologische Halbwertszeit liegt bei 139 Tagen in der Schilddrüse und im übrigen Körper des Menschen. Kritische Pfade für die Jodisotope sind hauptsächlich der Weide-Kuh-Milchpfad und der Verzehr von Gemüse. Im Falle des J-129 ist auch noch der Fleischgenuß von Bedeutung.
- Cäsium ist ebenfalls ein Spaltprodukt. Das wichtigste Isotop ist Cs-137, ein β-Strahler mit einer Halbwertszeit von etwa 30 Jahren. Die γ-Strahlung stammt von dem extrem kurzlebigen Tochternuklid Barium-137^m. Die Cäsiumisotope sind ausschließlich auf dem Ingestionsweg von Bedeutung, sie gelangen über Milch, Fleisch und Pflanzen zum Menschen. Kritische Organe sind Muskeln und Leber, mit einem gewissen Abstand auch der gesamte Körper. Aufgenommenes Cäsium hat im Muskel eine biologische Halbwertszeit von etwa 140 Tagen, im übrigen Körper von etwa 70 Tagen.
- Ein weiteres nennenswertes Spaltprodukt ist Strontium, seine wichtigsten Isotope sind Sr-89 und Sr-90. Sr-90 hat eine Halbwertszeit von etwa 28 Jahren. Es zerfällt unter β-Strahlung in das ebenfalls radioaktive Yttrium-90, auch ein β-Strahler, das aber nur eine Halbwertszeit von 65 Stunden besitzt. Der Eintritt in den menschlichen Körper erfolgt über den Ingestionspfad durch pflanzliche Produkte und Milch. Etwa 90% des gesamten Strontiumgehaltes des Körpers sind in den Knochen zu finden. Das Skelett ist daher auch das kritische Organsystem für Strontium. Es besitzt dort eine biologische Halbwertszeit von etwa 50 Jahren. Das bedeutet, einmal aufgenommenes Strontium verläßt den Körper nicht mehr vollständig. Das Tochternuklid Y-90 kann auch in den Keimdrüsen angereichert werden. Wegen der sehr kurzen Halbwertszeit findet jedoch eine nennenswerte Verlagerung nicht statt.
- Aus Wiederaufarbeitungsanlagen gelangen die Technetiumisotope in die Umwelt. Wichtigstes ist Tc-99^m mit einer Halbwertszeit von 0,25 Tagen. Es geht in das langlebige und daher auch spezifisch um Größenordnungen weniger aktive Tc-99 über. Kritische Organe sind Knochen (biologische Halbwertszeit 25 Tage), Leber (30 Tage) und Nieren (20 Tage). Die Aufnahme erfolgt hauptsächlich durch Ingestion über Frischgemüse und Milch.
- Wie am Anfang dieses Kapitels schon erwähnt wurde, besitzen Radium, Polonium und die Transurane (besonders Plutonium-239) die höchste Radiotoxizität. Das kommt einmal durch die hohe Äquivalenzdosis der α-Strahlen, aber auch durch die langen biologischen Halbwertszeiten. Da viele Isotope der genannten Elemente auch lange physikalische Halbwertszeiten besitzen, verschwinden diese Elemente, einmal aufgenommen, nur sehr langsam oder fast überhaupt nicht mehr aus dem Körper. Kritische Organe sind für Pu-239 auf dem Inhalationswege Lunge und Lymphknoten, auf dem Ingestionswege Knochen, Leber und Lymphknoten.
- Alle anderen Isotope tragen zur Strahlenbelastung der Bevölkerung durch kerntechnische Anlagen in der Regel weniger als 1% bei. Sie sind also nur in Sonderfällen von radioökologischer Bedeutung. Als wichtigste weitere Isotope seien genannt: Chrom-51, Mangan-54, Cobalt-58 und 60, Zirkonium-95, Niob-95, Ruthenium-103, Cer-141 und 144, Silber-110^m und 111, Antimon-124 und 125.

12.4. Zusammenfassung

Zweifellos kann das radioaktive Inventar eines Kernreaktors ein ganz erhebliches Gefährdungspotential für die Umwelt darstellen. Die Kenntnis davon zwingt zu erheblichen Vorsorge- und Sicherheitsmaßnahmen, die verhindern müssen, daß die Radioaktivität in größerem Maße in die Umwelt gelangen kann. Ein modernes Kernkraftwerk trägt diesen Anforderungen in hohem Maße Rechnung.

Die vorstehenden Ausführungen zeigen, daß die Berechnungen in radioökologischen Gutachten auf der Basis zahlreicher Untersuchungen und vieler Meßwerte stehen, wobei versucht wurde, nach dem Stand der Wissenschaft derzeit durch Messung schwer oder nicht erfaßbare Parameter durch konservative, das heißt auf der sicheren Seite liegende Annahmen anzunähern. Damit ist eine vereinfachte Berechnungsmöglichkeit für die Kontamination von Luft, Wasser und Nahrungsmitteln und die daraus resultierende Strahlenbelastung des Menschen gegeben, die auch seltene und ungünstigste Fälle berücksichtigt. Alle radioökologischen Gutachten für kerntechnische Anlagen gehen von der Aktivität an der ungünstigsten Einwirkungsstelle und den genehmigten Abgabewerten aus, die bisher noch von keinem Kernkraftwerk im Normalbetrieb erreicht wurden. Aus diesem Grunde liegt die tatsächliche zur Zeit meßtechnisch erfaßbare Belastung der Bevölkerung durch Radionuklide in der Umgebung um mehr als eine Größenordnung unter solchen Rechenwerten.

Keine Art der Energiegewinnung ist gefahrlos und ohne Einfluß auf die Umwelt, die Kernenergie macht von dieser Regel keine Ausnahme. Entscheidend ist, in welchem Verhältnis Umweltbelastung und Gefahren zum Nutzeffekt stehen und wie sie im Verhältnis zu anderen Möglichkeiten der Energiegewinnung einzuordnen sind. Unter diesem Gesichtspunkt steht die Kernenergie derzeit nicht schlechter da als die realisierbaren alternativen Möglichkeiten.

Literatur

Aberg, B., Hungate, F.P. (Edts.): Radioecological Concentration Processes, Pergamon Press, Oxford und London, 1966

Aurand, K.: Kernenergie und Umwelt. E. Schmidt, Berlin, 1976

Brenk, H.D.: Ein anwendungsbezogenes Konzept zur Berechnung der Umweltbelastung durch Abluftemissionen kerntechnischer Anlagen für Standorte in der Bundesrepublik Deutschland. Jül-Bericht 1485, Jülich, 1978

Brenk, H.D., Vogt, K.J.: Dosisfaktoren zur Berechnung der Strahlenexposition durch radioaktive Abluft kerntechnischer Anlagen. Jül-Bericht 1381, Jülich, 1977

Bundesministerium des Inneren: Allgemeine Berechnungsgrundlagen für die Bestimmung der Strahlenexposition durch Emission radioaktiver Stoffe, I. Fließgewässer (1977), II. Abluft (1978)

Bundesministerium des Inneren: Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung, Jahresberichte 1974–1977

Comar, C.L.: Radioisotopes in Biology and Agriculture McGraw-Hill, New York, 1955

Deutsches Atomforum: Fachtagung Radioökologie, Bonn, 2.–3.10.1979

Geiß, H., Vogt, K.J., Ehrlich, H.G., Polster, G.: Neuere Ergebnisse von Ausbreitungsexperimenten mit 50 und 100 m Emissionshöhe, Vortrag anläßlich der Jahrestagung 1978 des Fachverbandes Strahlenschutz, Norderney, Oktober 1978

Giffort, F.A.: Turbulent Dispersion Study, Vol. II Analysis. US Dep. of Health, Education and Welfare, Nat. Air Poll. Control Admin., Arlington (1968)
Giffort, F.A.: Uses of Routine Meteorological Observations for Estimating Atmospheric Dispersion, Nucl. Safety 1 (1960)
Heinemann, K., Vogt, K.J., Angeletti, L.: Deposition and Biological Half-Life of Elemental Iodine on Grass and Clover. ZST-Bericht Nr. 199, Jülich, 1974
International Atomic Energy Agency, Environmental Aspects of Nuclear Power Stations, IAEA STI/PUB/261, Wien 1971
International Atomic Energy Agency, Environmental Behaviour of Radionuclides Released in the Nuclear Industry, IAEA STI/PUB/345, Wien 1973
International Atomic Energy Agency, Population Dose Evaluation and Standards for Man and his Environment, IAEA STI/PUB/375, Wien 1974
International Atomic Energy Agency, Impacts of Nuclear Releases into the Aquatic Environment, IAEA STI/PUB/406, Wien 1975
International Atomic Energy Agency, Transuranium Nuclides in the Environment, IAEA STI/PUB/410, Wien 1976
International Atomic Energy Agency, Biological Implications of Radionuclides Released from Nuclear Industries, IAEA, Wien, Symposium 26.–30.3.1979
McElroy, J.L., Pooler, F., Jr.: St. Louis Dispersion Study, Vol. II Analysis. US Dep. of Health, Education and Welfare, Nat. Air Poll. Control Admin., Arlington (1968)
Nehmitz, G., und Brenk, H.D.: Berechnung organspezifischer Inhalationsdosisfaktoren mit Hilfe von Mehrcompartment Modellen. ZST-Bericht 241, Jülich 1976
Pasquill, F.: The Estimation of the Dispersion of Windborne Material. Met. Mag. 90, S. 33–49 (1961)
Radiological Health Handbook, US. Dept. of Health, Education and Welfare, Rockville, Maryland, 1970
Russel, R. Sc.: Radioactivity and Human Diet. Pergamon Press, 1966
Singer, I.A., Smith, M.E.: Atmospheric Dispersion at Brookhaven National Laboratory, Air & Water Poll. Int. J. 10 (1966)
UN-Report, Sources and Effects of Ionizing Radiation. UNSCEAR-Report to the General Assembly, with Annexes, New York, 1977
Vogt, K.J., et al.: Ausbreitung und Ablagerung, Jül-807-ST (1971)
Vogt, K.J., et al.: Untersuchungen zur Ausbreitung von Abluftfahnen in der Atmosphäre, Jül-998-ST (1973)
Vogt, K.J., et al.: Untersuchungen zur Ausbreitung von Abluftfahnen in der Atmosphäre, Jül-1143-ST (1974)
Vogt, K.J., Geiß, H.: Tracer Experiments on the Dispersion of Plumes over Terrain of Major Surface Roughness. Jül-1131-ST (1974)
Vogt, K.J.: Empirical Investigations of the Diffusion of Waste Air Plumes in the Atmosphere, Nucl. Techn. 34, 1977
Gerwin, R.: So ist das mit der Kernenergie, Econ, Düsseldorf/Wien, 1978
RWE (Hrsg.) Das Minimal-Prinzip, Essen, 1977
RWE (Hrsg.) Die Abgabe-Minimierung, Essen, 1978
RWE (Hrsg.) Das Millirem-Konzept, Essen, 1979

13. Die Beeinflussung von Wetter und Klima durch Wärmekraftwerke

W. Schneider
Deutscher Wetterdienst, Wetteramt München

13.1. Einleitung

Die Kernenergie ist, auf den ersten Blick hin betrachtet, im meteorologischen Sinne umweltfreundlich. Kraftwerke konventioneller Arbeitsweise produzieren, soweit sie fossile Brennstoffe – also Kohle oder Öl – verbrennen, große Mengen schwefel- und kohlendioxidhaltige Abluft, und auch aufwendige Filtereinbauten sind nicht in der Lage, die Luftverunreinigung gänzlich zu unterbinden.

Dennoch hat im Zusammenhang mit der Erzeugung von Kernenergie der meteorologische Umweltaspekt ein unerwartet hohes Maß an Publizität erlangt. Dafür gibt es zwei Gründe:

a) Kernkraftwerke emittieren radioaktive Abluft, die in die Atmosphäre gelangt, sich mit ihr vermischt und mit dem Wind transportiert wird.

b) Die bei der Energieerzeugung stets anfallende Überschußenergie wurde früher vorwiegend in die Gewässer geleitet. Nun hat die Größenordnung moderner Kraftwerke – ob fossil oder nuklear – eine Dimension erreicht, welche den herkömmlichen Rahmen bei weitem sprengt und deren Abwärme zu einer oft nicht mehr tolerierbaren Wärmebelastung der Gewässer führen würde. Man entschied sich daher für den Bau von Kühltürmen, die den Zweck haben, diese Energie in die Atmosphäre zu leiten.

Damit stellte sich aber die Frage, ob und in welchem Umfang Wetter und Klima in der Umgebung solch großer Rückkühlanlagen beeinflußt werden.

13.2. Kühltürme

Bei den Kühltürmen gibt es im wesentlichen zwei technische Verfahren, die sogenannte Trockenkühlung und die Naßkühlung. Bevorzugt wird derzeit die letztere, weil Verdunstungskühlung eine sehr wirksame Wärmeabgabe garantiert. Dabei macht man sich den hohen latenten Wärmeinhalt des Wasserdampfes zunutze. Als latente Wärme wird jene Energie bezeichnet, welche durch Phasenumwandlung vom flüssigen in den gasförmigen Zustand des Wassers benötigt wird und bei umgekehrtem Vorgang wieder frei wird, nämlich die Kondensationswärme. Zur Verdampfung benötigt man rund 2500 Joule (das entspricht ca. 600 cal.) pro Gramm Wasser, das ist – um einen Größenvergleich zu nennen –

etwa das 600fache jener Energie, die man zur Erwärmung derselben Wassermenge um 1 K (ein Grad) aufwenden muß. Die Effektivität der Verdunstungskühlung ist der Grund für die breite Anwendung dieser Methode in der Technik.

Bei den Wärmekraftwerken sind mehr als die Hälfte der eingesetzten Energie als Abwärme wegzuführen. Wenn dies überwiegend mittels Verdunstungskühlung geschehen soll, baut man die sogenannten Naßkühltürme. Diese arbeiten nach folgendem Schema (Abbildung 1):

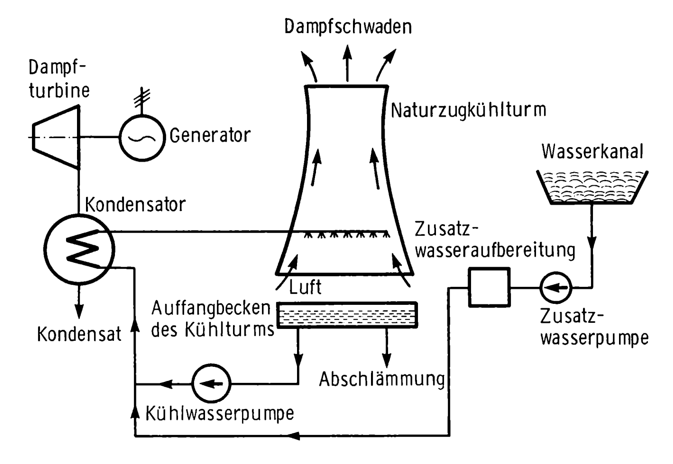


Abbildung 1 Kühlwasserkreislauf für ein Kraftwerk mit Kühlturm (Prinzipschaltbild)

Das Kühlwasser aus dem Kraftwerk wird im Kühlturm über eine Rieselanlage geleitet, wobei die im Gegenstrom durchstreichende Luft durch Verdunstung Wärme und Feuchtigkeit aufnimmt. Dem Kühlwasser wird dadurch sehr viel Wärme entzogen, es wird unten in einem Becken aufgefangen und dem Kühlkreislauf wieder zugeführt. Die feuchte Warmluft ist spezifisch leichter als die Umgebungsluft, sie steigt aus dem Kühlturm und bildet je nach den meteorologischen Bedingungen der Außenluft kürzere oder längere Dampfschwaden. Durch das Entweichen der feuchten Warmluft wird unten Außenluft angesaugt. Der Verdunstungsverlust wird durch Frischwasser ausgeglichen.

Es gibt zwei Arten von Naßkühltürmen, den Ventilator-Kühlturm, der mit drückenden oder saugenden Ventilatoren den Luftdurchsatz durch den Kühlturm verstärkt sowie den Naturzug-Naßkühlturm, der allein aufgrund des thermodynamischen Auftriebs der feucht-warmen Luft arbeitet. Die Bauhöhen betragen bei ventilierten Naßkühltürmen meist weniger als 100 m, bei Naturzugtürmen rund 150 m. Die geringste Höhe weisen die sogenannten Zellenkühler auf, die meist nur 20 m erreichen. Dabei handelt es sich um kleine ventilierte Kühltürme, die vielfach in Gruppenbauweise entstehen, wobei während des Betriebs je nach Bedarf Einzelzellen zu- oder abgeschaltet werden können.

Die Arbeitsweise der Trockenkühlung läßt sich mit dem Kühlsystem eines wassergekühlten Automotors vergleichen, denn hier handelt es sich um einen geschlossenen Kühlkreislauf, aus dem kein Wasser austritt und die Abkühlung lediglich aufgrund der Abgabe fühlbarer Wärme an die vorbeistreichende Außenluft erreicht wird. Auch bei diesem Kühlturm steigt

die leichte Warmluft auf und saugt unten Außenluft an. Es ist verständlich, daß eine solche Kühlung ein sehr weit verzweigtes Röhrensystem haben muß, damit sich das Kühlwasser ausreichend abkühlen kann.

Abbildung 2 zeigt zwei Ventilatorkühltürme, einen Trocken- und einen Naturzug-Naßkühlturm. Mit den technischen Auslegungsdaten dieser Kühltürme in Tabelle 1 erhält man einen Vergleich zwischen Kühlleistung und Aufwand. Die beiden Naturzug-Kühltürme haben etwa die gleiche Kühlleistung. Dafür benötigt die Trockenkühlung den dreifachen Luftdurchsatz des Naßkühlturmes, und das Volumen des umbauten Raumes ist beträchtlich größer, das Volumen des Trockenkühlturmes ist hier mehr als dreimal so groß wie das des Naßkühlturms.

Als Bauwerk unauffälliger sind natürlich die niedrigen Ventilatorkühltürme, hier aber ist Energie für die Bewerkstelligung eines ausreichenden Luftdurchsatzes aufzuwenden.

Der Trockenkühlturm hat den Vorteil des unsichtbaren weil trockenen Schwadens, sein Nachteil ist sowohl ästhetischer (wegen seiner Größe) wie auch technischer Natur: Er ist

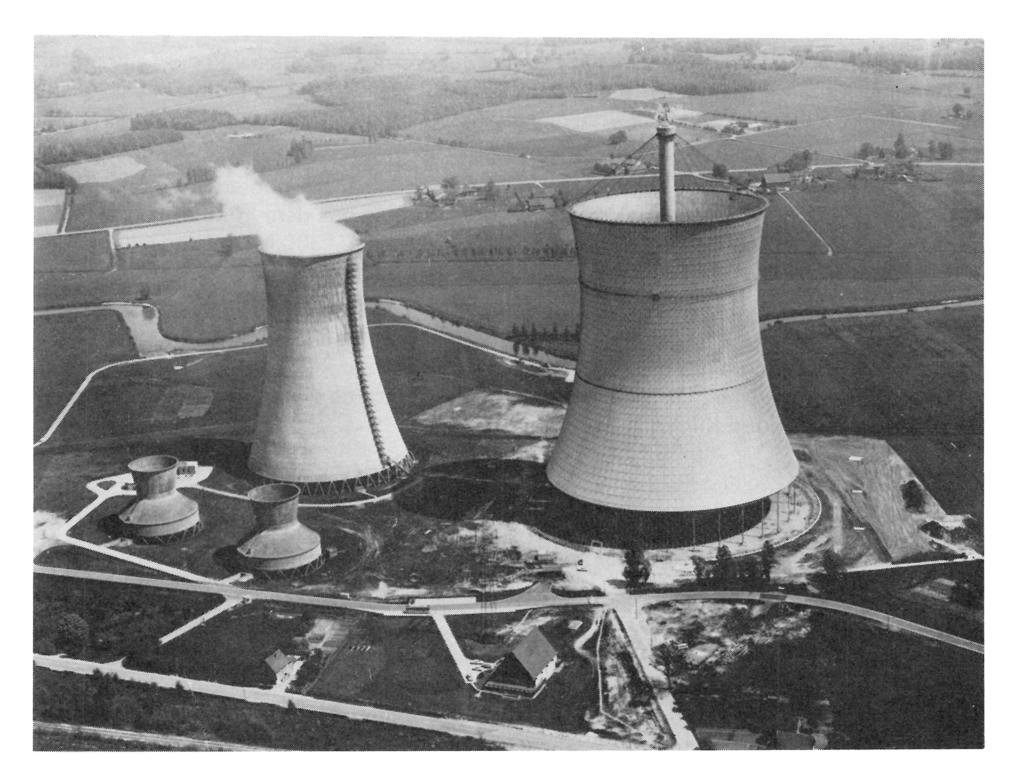


Abbildung 2 Kühltürme des Kraftwerks Westfalen und des THTR-300 (Vereinigte Elektrizitätswerke Westfalen AG), in Hamm-Uentrop. Links vorn zwei Ventilator-Naßkühltürme, dahinter ein Naturzug-Naßkühlturm, rechts ein Naturzug-Trockenkühlturm. (Luftaufnahme Aero-Lux, Frankfurt/M., Frei Reg. Präs. Darmstadt Nr. 326/77)

Tabelle 1 Technische Daten der in Abbildung 2 dargestellten Kühltürme

Typ		Blöcke A+B Steinkohle Ventilator naß	Block C Steinkohle Naturzug naß	Block D Kernenergie THTR Naturzug trocken
Basisdurchmesser	m	38,5	92	140
Mündungsdurchmesser	m	22,2	53	92
Höhe	m	34	122,2	145 (Mantel) 180 (Pylon)
Blockleistung	MW_e	2×176	320	308
Kühlleistung	MW_{th}	2×100	432,5	438,6
Luftdurchsatz	m^3/s	2×2650	6800	20000
Kaltwassertemperatur	°C	21	26	26,5
Warmwassertemperatur	°C	29,3	34,6	38,4

aufgrund seiner Arbeitsweise in seiner Effektivität außerordentlich stark von der Temperatur der Außenluft abhängig und hat daher eine stark schwankende Leistung. Dies ist beim Naßkühlturm weit weniger der Fall, weil hier überwiegend die Verdunstungskühlung wirkt.

Aus diesem Grunde werden zur Zeit vorwiegend Naßkühltürme projektiert und gebaut. Naturzug-Naßkühltürme derzeit weitgehend üblicher Auslegung geben etwa 2000 bis 3000 m^3 Wasser pro Stunde ab, das gas- bzw. dampfförmig aus dem Kühlturm entweicht. Dies ist die erforderliche Kühlleistung für ein Kraftwerk, das ca. 1300 MW elektrischer Energie erzeugt [1].

Angesichts der gewaltigen, fast punktförmigen Wärmeemission stellt sich die Frage, welche Auswirkungen dieser zusätzliche Energiestrom auf die Balance der natürlichen Energieumsätze am Standort eines großen Kraftwerkes und in seiner Umgebung hat, mit anderen Worten: Ist in der Nachbarschaft dieser großen Kühltürme eine anthropogene Beeinflussung von Wetter und Klima zu befürchten?

13.3. Wetter und Klima, Stadtklima

Die Begriffe „Wetter" und „Klima" sind zwar jedem geläufig, sie bedürfen aber dennoch einer näheren Definition. „Wetter" ist der momentane meteorologische Zustand, beschrieben durch die Zustandsgrößen wie Wind, Bewölkung, Temperatur, Feuchte und mehr. Als „momentan" hat man dabei etwa den Zeitraum zu betrachten, welcher für eine vollständige Wetterbeobachtung notwendig ist; das sind rund 10 Minuten. Klima ist nun die Gesamtheit der Wettererscheinungen und deren Variation über einen langen Zeitraum, lang deshalb, damit die Gesamtheit nicht durch die natürlichen Schwankungen der meteorologischen Elemente einseitig aufgefüllt wird (zum Beispiel durch eine Folge sehr kühler Sommer). Andererseits sollte aber auch der Zeitraum nicht so lang gewählt werden, daß kurzzeitigere Klimaschwankungen in der Gesamtheit untergehen. Man hat deshalb den Zeitraum einer Generation, also 30 Jahre, als klimatologischen Zeitraum definiert. Der erste Zeitraum dieser Art galt für die Periode 1901 bis 1930.

Die quantitative Beschreibung des Klimas erfolgt mit Mittelwerten (z. B. Jahresmittel der Temperatur, mittleres Temperaturmaximum im Juli, mittlere Niederschlagsmenge pro Jahr) sowie in Häufigkeitswerten (z. B. Anzahl der Tage mit einem Temperaturmaximum über 25 °C, Anzahl der Tage mit Niederschlag).

Durch Vergleich der Daten aus zwei klimatologischen Bezugszeiträumen ist eine Klimaänderung darstellbar. Daß großräumige Klimaschwankungen in diesem wie vorigen Jahrhundert stattgefunden haben, ist unbestritten und beispielsweise am Verhalten europäischer wie überseeischer Gebirgsgletscher deutlich sichtbar.

Trotz des spektakulären Rückgangs der Gletscher in den letzten 100 Jahren ist aber der quantitative Nachweis von Änderungen in unserem Klima problematisch. Dies beruht darauf, daß regionale und lokale Bedingungen in unterschiedlichem Maße den Blick für die großräumigen Änderungen verstellen. Davon ist vor allem die große Anzahl von Beobachtungsstationen betroffen, welche noch vor Jahrzehnten weit außerhalb der Städte lagen und durch Industrialisierung und Bevölkerungswachstum allmählich in die sich ausdehnenden Siedlungs- und Ballungsgebiete hineingewachsen sind. Das Klima hat sich an diesen Stationen offenbar aufgrund anthropogener Einflüsse, das heißt durch die Einwirkung des Menschen auf den natürlichen Wärmeumsatz geändert.

Die Umgestaltung der Naturlandschaft in eine Kulturlandschaft ist global gesehen der bedeutendste Eingriff in den natürlichen Energiehaushalt des Systems Erde – Atmosphäre. Dies betrifft vor allem die extensive Rodung der Urwälder. In Mitteleuropa wird hingegen das Klima in zunehmendem Umfang von den sogenannten Stadtklimaten geprägt; in dicht besiedelten Industriegebieten gehen die Stadtklimate ineinander über, der Einflußbereich der Städte auf das Umgebungsklima ist kaum begrenzbar und somit sind auch natürliche und anthropogene Klimaänderungen schwer zu trennen. Der Mechanismus des urbanen Einflusses vor allem auf die Temperaturverhältnisse beruht im wesentlichen auf drei Faktoren:

- Der natürliche Strahlungs- und Wärmeumsatz wird dadurch gestört, daß nicht wie im grünen Umland ein großer Teil der solaren Strahlungsenergie zur Blattverdunstung (Evapotranspiration) aufgebraucht wird. Diese Strahlungsenergie wird in den Stein- und Asphaltflächen der Städte als Wärme gespeichert.
- Die Anreicherung der Stadtluft mit staub- und gasförmigen Emissionen verändert die Strahlungsdurchlässigkeit der Atmosphäre. Dabei wird der sogenannte Treibhauseffekt verstärkt, d. h., die langwellige Ausstrahlung in den Weltraum wird stärker behindert als die kurzwellige solare Einstrahlung.
- Bei Fahrzeugen, Klimatisierung und Industrie fällt in erheblichem Umfang Wärme als Abfallprodukt an, die überwiegend an die Atmosphäre abgegeben wird.

Alle drei klimamodifizierende Faktoren wirken temperaturerhöhend.

Es wird geschätzt, daß die Abwärme moderner Großkraftwerke in der Größenordnung der Wärmeproduktion einer mittleren Großstadt liegt. Demnach wäre es naheliegend, dem Stadtklima äquivalente meteorologische Effekte zu vermuten.

Die wesentlichen Unterschiede zwischen beiden bestehen jedoch darin, daß die Städte und Ballungsgebiete aus einer flächenhaften Emissionsquelle vornehmlich fühlbare Wärme abgeben, während die Naßkühltürme aus einer vergleichsweise punktförmigen Emissionsquelle warme, wasserdampfreiche Luft in die Atmosphäre einspeisen, hier wird also die Energie überwiegend als latente Wärme abgegeben.

Für einen ersten Überblick ist eine grobe Überschlagsrechnung nützlich.

Ein Wärmekraftwerk mit 2 Blöcken zu je 1300 MW_e und Naturzug-Naßkühlsystem hat einen Gesamt-Wasserverlust von rund 5000 m^3 pro Stunde. Es seien nun folgende meteorologischen Bedingungen vorausgesetzt:

- Lufttemperatur +10 °C,
- Windgeschwindigkeit 3 m/s,
- Relative Feuchte 75%.

Diese meteorologischen Zustände entsprechen etwa mittleren Jahreswerten für Mitteleuropa.

Es sei weiter vorausgesetzt, daß

- die Schwaden der Kühltürme nicht über 500 m über Grund steigen und
- der Öffnungswinkel der Ausbreitung 20° beträgt.

Mit diesen Angaben kann man nun berechnen, wieviel Wasserdampf natürlicher und anthropogener Herkunft sich in dem von den Kühltürmen bespeisten 20°-Zylinderausschnitten befinden und sie in ein Verhältnis zueinander setzen. Das Verhältnis der in der Luft natürlich vorhandenen Wassermenge zu jener, welche von den Kühltürmen eingespeist wird, beträgt in den Zylinderausschnitten mit verschiedenem Abstand r bei

$r = 2$ km : 3 : 1

$r = 6$ km : 8 : 1

$r = 9$ km : 12 : 1

$r = 18$ km : 24 : 1

Die Wasserdampfeinspeisung wird also offenbar in größerer Entfernung vom Kühlturm verhältnismäßig rasch bedeutungslos. Nicht zu vernachlässigen ist aber die Wasserdampfzunahme in den ersten Kilometern.

Zur Ermittlung der meteorologischen Auswirkungen dieser Energieemission ist zunächst eine fundamentale Aufgabe zu lösen, und zwar benötigt man ein numerisches Modell zur Simulation der thermodynamischen Prozesse von Schwaden und Umgebungsluft. Es gibt bereits eine Reihe solcher Rechenmodelle, welche mit unterschiedlichen Vereinfachungen und dementsprechend unterschiedlichem Rechenaufwand in der Lage sind, diese Vorgänge darzustellen.

13.4. Die atmosphärischen Ausbreitungsverhältnisse

Als Eingabedaten für die numerische Simulation benötigt man repräsentative Daten der meteorologischen Zustände jener Atmosphärenschichten, in welchen die Ausbreitung stattfindet.

Damit stößt man auf das zweite fundamentale Problem. Die Atmosphäre ist ständig in Bewegung; Windrichtung und -geschwindigkeit, Turbulenz, vertikaler Temperaturverlauf und Luftfeuchte ändern sich nicht nur periodisch mit Jahres- und Tageszeit, sondern auch aperiodisch mit der Wetterlage. Diese unendliche Vielfalt ist nur durch eine Klassifikation in den Griff zu bekommen. Man spricht in diesem Zusammenhang dann von den „Ausbreitungsverhältnissen“ oder von den „Austauschverhältnissen“ eines Ortes.

Für eine solche Klassifikation gibt es im wesentlichen zwei Lösungsansätze:

Ein Ansatz ist das System der Ausbreitungsklassen. Hier geht man davon aus, daß je nach Bedeckung, Jahres- und Tageszeit die Absorption oder Emission solarer Strahlungsenergie am Erdboden die Temperaturschichtung der unteren Atmosphäre bedingt. Diese Schichtung ist deshalb von Interesse, weil bei starker Temperaturabnahme mit der Höhe die Luft vertikal besser durchmischt wird als bei geringer Temperaturabnahme oder sogar -zunahme (Inversion). Der Wind sorgt für den horizontalen Transport und fördert infolge Reibung an der Erdoberfläche die Turbulenz in den unteren Hektometern[1]). Auf dieser Basis werden mit Hilfe von Bewölkungs- und Windbeobachtungen sowie unter Berücksichtigung von Sonnenauf- und -untergangszeiten Klassen des atmosphärischen Austauschzustandes abgeleitet, die von „sehr stabil, schlechter Luftaustausch" zu „sehr labil, guter Luftaustausch" reichen. Bei einer stabilen Schichtung befinden sich die verschiedenen Luftschichten im Gleichgewicht; bei labiler Schichtung ist das nicht der Fall, so daß eine starke Neigung zur Durchmischung besteht. Nach Definition dieser Klassen kann man die Ausbreitung der einzelnen Austauschzustände studieren und über die meteorologische Häufigkeit der Klassen mittlere Ausbreitungen ableiten [2].

Klimatologische Vergleiche verschiedener Orte sind selbstverständlich nur möglich, wenn nach demselben Schema klassifiziert wurde. Dies geschah nach einer Methode von Klug für zahlreiche Orte in der Bundesrepublik. Die Ergebnisse sind klimatologisch recht aufschlußreich: So herrscht der „gute Austausch" in Schmehausen bei Hamm/Westf. an 8%, in Regensburg an 13% aller Jahresstunden; noch unterschiedlicher sind die Häufigkeiten „schlechten Austauschs", welcher nach dieser Ausbreitungsklassifizierung in Schmehausen zu 26%, in Regensburg zu 39%, in Garmisch sogar zu 46% aller Jahresstunden ermittelt wurde.

Ein anderer Weg zur Lösung des Ausbreitungsproblems führt über die Verwendung von Vertikalsondierungen, also der gemessenen Vertikalprofile von Wind, Temperatur und Luftfeuchte. Diese Möglichkeit bietet sich auch deswegen an, weil die meteorologischen Dienste seit vielen Jahren sogenannte Radiosondenstationen für diese Messungen betreiben. Da die Anzahl dieser Stationen aber recht gering ist, liegen die zu beurteilenden Orte zuweilen recht weit entfernt von den Aufstiegsplätzen, und es ist die Übertragbarkeit der Ausbreitungsverhältnisse der Radiosondenstation auf den betreffenden Ort im einzelnen zu prüfen. Dies geschieht durch eine Serie termingleicher Sondierungen am Ort und an der Radiosondenstation.

Zur Sortierung der außerordentlichen Datenfülle von Aufstiegen mehrerer Jahre werden Klassen von Temperatur, Temperaturverhalten mit der Höhe, relativer Feuchte und Windgeschwindigkeit definiert. Dies kann beispielsweise bei der Temperatur durch Aufteilung der Temperaturskala auf verschiedene Temperaturbereiche, bei der Feuchte auf Feuchtebereiche usw. geschehen; je nach gewählter Klassenbreite resultiert eine große oder kleinere Anzahl von Klassen. Nun gibt es eine ganze Reihe von Klassen, die aus einem 5- oder 10jährigen Kollektiv von Vertikalsondierungen nur einige wenige Aufstiege enthalten und andere, die außerordentlich stark besetzt sind. Dieses Spektrum der Klassenbesetzungen ist nun ebenfalls eine Darstellung der Ausbreitungsverhältnisse. Dabei ist diese Darstellung gewiß realistischer und differenzierter als jene der oben geschilderten Ausbreitungsklassen, auf der anderen Seite lassen sich so differenziert erfaßte Austauschverhältnisse nur schwierig statistisch und physikalisch weiterverwenden. Dies betrifft auch die Probleme des "Wash-

---

[1]) 1 Hektometer = 100 m

out" und "Fallout" bei festen und gasförmigen Luftbeimengungen. Daher wird etwa die radiologische Umgebungsbelastung üblicherweise nach dem Schema der zuerst beschriebenen Ausbreitungsklassen ermittelt.

13.5. Die Ausbreitungsrechnungen und ihre Aussagen

Die feucht-warme Luft vermischt sich nach Kühlturmaustritt mit der Umgebungsluft. Für die thermodynamischen Prozesse mit Kondensation und Verdunstung ist die Kenntnis der konkreten meteorologischen Bedingungen der Außenluft eine wichtige Voraussetzung für die gute numerische Simulation. Aus diesem Grunde werden zur Ermittlung des durchschnittlichen Verhaltens von Kühlturmschwaden die Ausbreitungsverhältnisse nach klassifizierten Radiosondenaufstiegen bevorzugt. Zu diesem Zweck werden für die verschiedenen Klassen repräsentative Sondierungen nach statistischen Verfahren ausgewählt und mit diesen schließlich die Ausbreitungsrechnungen durchgeführt.

Die Ergebnisse der Ausbreitungsrechnungen bestehen in der Darstellung der räumlichen Verteilung der Wasserdampfzunahme und der Temperaturerhöhung in bezug auf die Umgebungsluft. Daraus kann wiederum z. B. die Erhöhung der relativen Feuchte und der Temperatur in der bodennahen Luftschicht abgeleitet werden.

Mit der Wasserdampfzunahme ist jener Bereich gegeben, in welchem die relative Luftfeuchte 100% erreicht. Man spricht dann vom berechneten „sichtbaren Schwaden".

Die Geometrie, also Länge und Aufstiegshöhe dieses sichtbaren Schwadens ist abhängig vom Wetterzustand; bei sehr trockener Luft gibt es ebenso wie bei gut durchmischter und labil geschichteter Atmosphäre kurze Schwaden. Hingegen wird bei feuchter, stabil geschichteter Luft die sichtbare Fahne lang werden. Im Hinblick auf die atmosphärischen Ausbreitungsbedingungen heißt dies, daß bei sehr günstigen Austauschverhältnissen oft nur wenige Dekameter[2]) lange Schwaden beobachtet werden, bei weniger guten Austauschverhältnissen können diese aber kilometerlang werden. In Abbildung 2 herrscht offenbar trockenes und warmes Wetter, die Austauschverhältnisse sind günstig, demzufolge trocknet der Schwaden nach Kühlturmaustritt sehr rasch ab. Abbildungen 3 und 4 zeigen bei verschiedenen atmosphärischen Bedingungen die Ausbreitung der Dampffahne, wie sie vom Rechner ermittelt und aufgezeichnet wurde.

In diesen Darstellungen sind die Schwaden mit Punkten gekennzeichnet, wobei ein Zeichen dann erscheint, sobald die Luftfeuchtigkeit 100% beträgt. Dann kondensiert nämlich der Wasserdampf zu Nebeltröpfchen, d. h., es bildet sich eine Wolke. Der Dampfschwaden eines Kühlturms ist also nichts anderes als eine künstlich erzeugte Wolke. Die waagerechte Skala bezeichnet den Abstand von den Kühltürmen in Metern, die senkrechte die Aufstiegshöhe. Im Diagramm des oberen Teils der Abbildungen befindet sich die Darstellung des entsprechenden Radiosondenaufstiegs, also die vertikale Verteilung der Temperatur, der relativen Feuchte und der Windgeschwindigkeit.

Unter Zugrundelegung der Häufigkeitsstatistik der atmosphärischen Ausbreitungsverhältnisse (Abschnitt 13.4.) kann man statistische Aussagen zur Schwadenlänge ermitteln und darstellen (z. B. Abbildung 5). Dies geschieht in der Weise, daß das Ergebnis einer Ausbreitungsrechnung mit einem Faktor gewichtet wird, welcher sich aus der Häufigkeit der zuge-

---

[2]) 1 Dekameter = 10 m

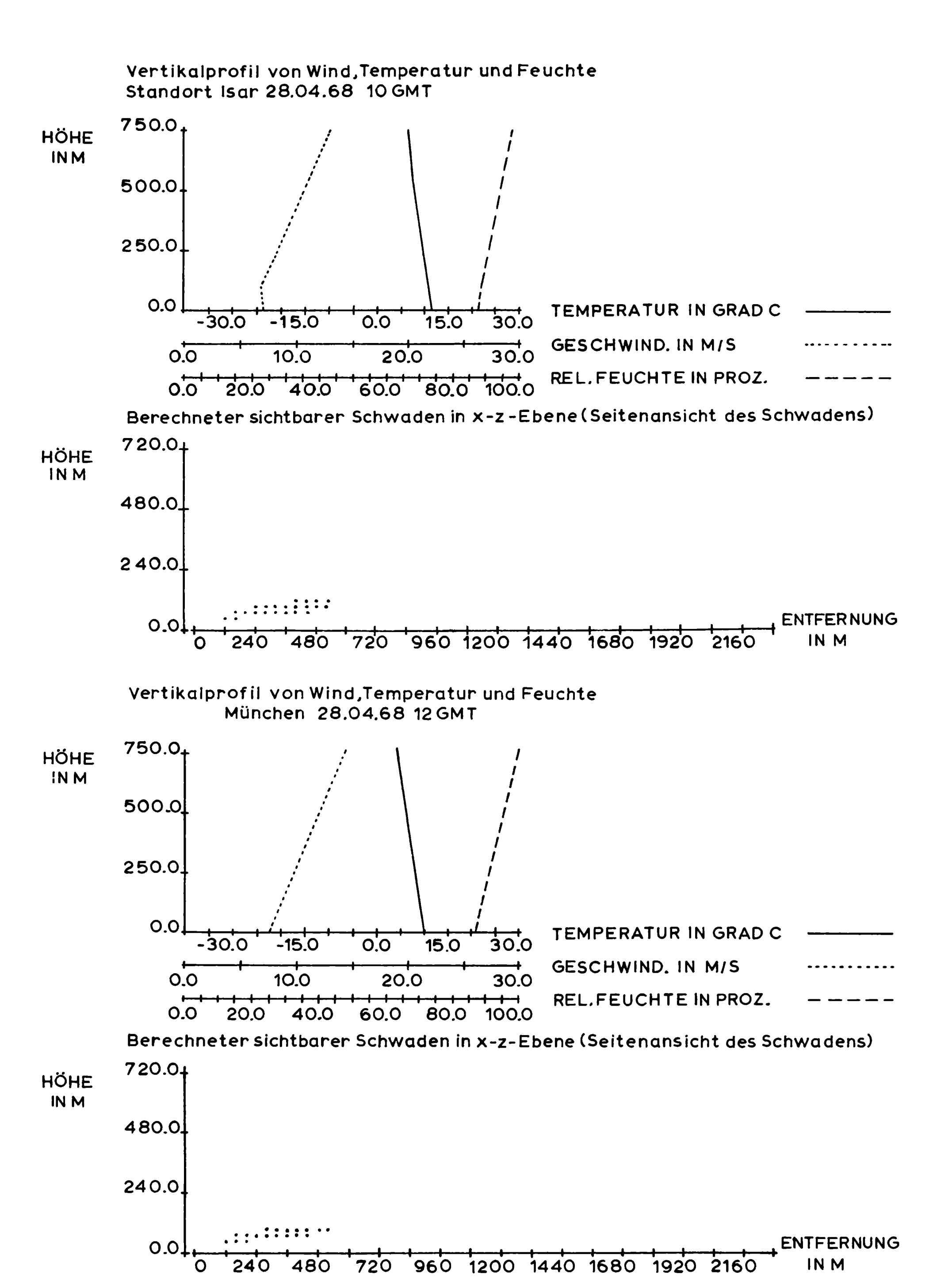


Abbildung 3 Durch Sondierungen ermittelte Vertikalprofile meteorologischer Zustandsgrößen und damit berechnete Schwadenausbreitungen

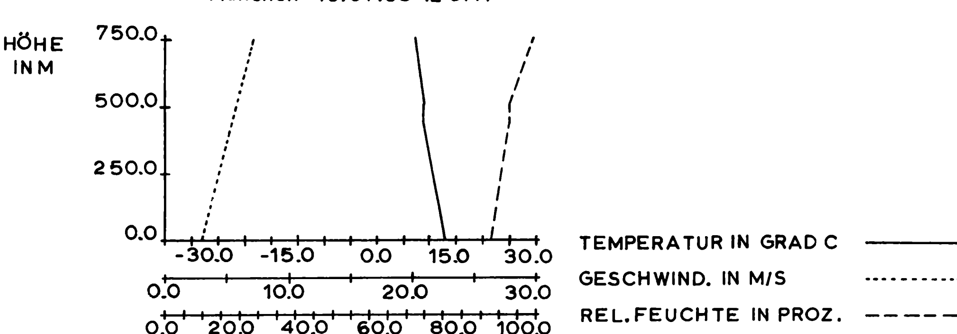
Vertikalprofil von Wind, Temperatur und Feuchte
Standort Isar 19.07.68 10 GMT

HÖHE IN M
750.0
500.0
250.0
0.0
-30.0 -15.0 0.0 15.0 30.0
0.0 10.0 20.0 30.0
0.0 20.0 40.0 60.0 80.0 100.0
TEMPERATUR IN GRAD C
GESCHWIND. IN M/S
REL. FEUCHTE IN PROZ.

Berechneter sichtbarer Schwaden in x-z-Ebene (Seitenansicht des Schwadens)

HÖHE IN M
720.0
480.0
240.0
0.0
0 240 480 720 960 1200 1440 1680 1920 2160
ENTFERNUNG IN M

Vertikalprofil von Wind, Temperatur und Feuchte
München 19.07.68 12 GMT



Berechneter sichtbarer Schwaden in x-z-Ebene (Seitenansicht des Schwadens)

HÖHE IN M
720.0
480.0
240.0
0.0
0 240 480 720 960 1200 1440 1680 1920 2160
ENTFERNUNG IN M

Abbildung 4 Durch Sondierungen ermittelte Vertikalprofile meteorologischer Zustandsgrößen und damit berechnete Schwadenausbreitungen

hörigen atmosphärischen Ausbreitungsbedingungen, also der entsprechenden Klassenbesetzung, ergibt.

Der so ermittelte Wert für die Geometrie des sichtbaren Schwadens ist aber noch korrekturbedürftig, denn der Schwaden wird ja unsichtbar, wenn er in einer niedrigen Wolkendecke verschwindet oder wenn die Sichtweite wegen Dunst oder Nebel eingeschränkt ist. Diese Korrektur ist wichtig, weil in den Fällen hoher Luftfeuchte viel Bewölkung vorhanden ist und gleichzeitig große Schwadenlängen auftreten. Auf eine einfache Formel gebracht heißt dies, daß bei schlechtem Wetter lange Schwaden, bei Schönwetter kurze Schwaden überwiegen. Die Bewölkungs- und Sichtweitenkorrektur der Schwadengeometrie bestimmt man anhand der zu den Ausbreitungsrechnungen gehörenden Bewölkungs- und Sichtbeobachtungen oder mittels einer Feuchte-Bewölkungs-Korrelationstabelle.

Die Ergebnisse der Berechnungen für einzelne Kühltürme der genannten Größenordnung ergaben folgendes Bild:

Die *Aufstiegshöhen* der Schwaden sind insbesondere abhängig vom Wind. Bei starkem Wind bleibt er trotz seines anfänglichen thermodynamischen Auftriebs in Höhe der Kühlturmkrone (Abbildung 3). Im Durchschnitt steigt aber nach Berechnungen für Mitteleuropa der Schwaden bei Naturzug-Naßkühltürmen auf 500 bis 800 m über Grund, bei niedrigen Zellenkühlern nur auf rund 150 bis 250 m über Grund.

Recht differierende Resultate zeigen die Berechnungen zur mittleren *Schwadenlänge.* Ein genauerer Wert als etwa 1000 bis 2000 m im Durchschnitt läßt sich für die großen Naßkühltürme in Mitteleuropa kaum angeben. Diese Unsicherheit ist in der begrenzten Leistungsfähigkeit der numerischen Simulation begründet. Es scheint, daß die Schwaden in Norddeutschland im Mittel kürzer als in Süddeutschland sind. Dies hängt zweifellos mit der größeren Häufigkeit stabiler Luftschichtung und schlechtem Austausch im Süden der Bundesrepublik zusammen.

Die Darstellung der Häufigkeitsverteilung bestimmter Schwadenlängen und -aufstiegshöhen kann nach Art und Weise der Abbildungen 5 und 6 erfolgen. Dabei sind die „Fälle" in „Zeit" zu übersetzen. Das bedeutet zum Beispiel in der Abbildung 5, daß im Mittel in 50% der Zeit des Jahres die Schwaden länger als 250 m werden.

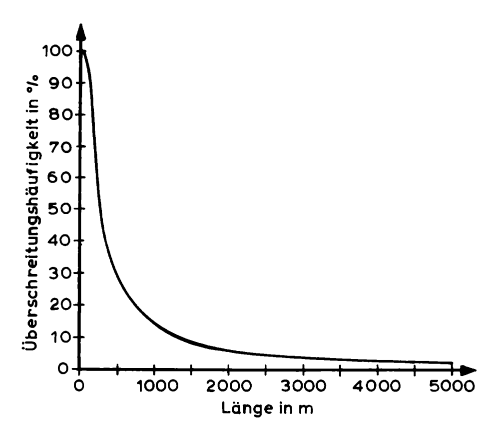


Abbildung 5 Häufigkeitsverteilung von Schwadenlängen (Die Darstellung ist folgendermaßen zu lesen: In 50% aller Fälle ist der Schwaden länger als 250 m, in 10% länger als 1300 m usw.)

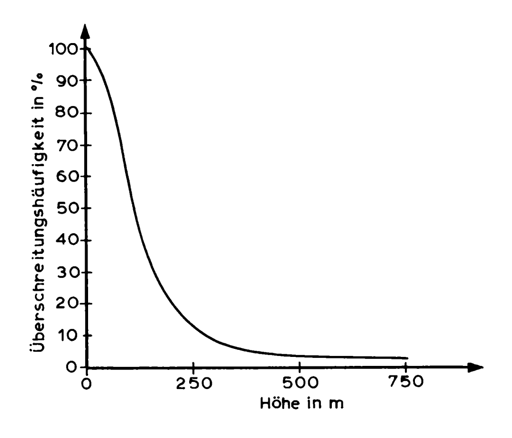


Abbildung 6 Häufigkeitsverteilung von Schwadenaufstiegshöhen

Mit der Ausdehnung der sichtbaren Schwaden kann nun ein rechnerischer Ansatz zur Lösung des Problems der *Beschattung* gemacht werden. Dieser Ansatz birgt einige Schwierigkeiten, weil neben der Variation von Schwadengeometrie und Ausbreitungsrichtung außerdem noch der wechselnde Sonnenstand und die natürlichen Bewölkungsverhältnisse zu berücksichtigen sind. Vereinfachen kann man diesen Ansatz zum Beispiel dadurch, daß man die Sonne in jahreszeitlich wechselnder Höhe nur von einzelnen Richtungen scheinen läßt und für verschiedene Ausbreitungsrichtungen und Fahnenlängen die Beschattungszeiten berechnet. Selbstverständlich können bei solch groben Vereinfachungen nur Größenordnungen herauskommen. Dies bedeutet nach den Ergebnissen der bisherigen Berechnungen, daß in 1 bis 2 km Umkreis um die Kühltürme im Jahresdurchschnitt einige Minuten Beschattung pro Tag (und nicht etwa mittlere Werte von 40 oder 50 Minuten) zu erwarten sind.

Das natürliche Angebot an kurzwelliger Strahlung ist nun besonders im Sommerhalbjahr für den Bedarf unserer Vegetation überreichlich. Dies wird zum Beispiel am Wachstum in sonnenscheinarmen Sommern sichtbar. Zudem setzt sich das kurzwellige Strahlungsangebot aus direkter und gestreuter Sonnenstrahlung zusammen. Letztere überwiegt sogar an bewölkten Tagen. An wolkenlosen Tagen ist damit zu rechnen, daß der Schattenwurf zwar die Besonnung stellenweise vermindert, an anderer Stelle aber durch Reflexion am weißen Schwadenrand die diffuse Strahlung zunimmt. Auf diese Weise ist eine teilweise Kompensation des geringen Minderangebotes an solarer Strahlung zu erwarten.

Die Wasserdampfemission der Kühltürme wird sichtbar durch die mehr oder weniger ausgeprägten beobachtbaren Schwaden. Nun ist der Bereich der gesamten kühlturmbedingten Wasserdampfzunahme in der Atmosphäre gewiß sehr viel größer als der sichtbare Schwadenbereich, denn diese Anreicherung langt nicht überall zur Sättigung bzw. Kondensation. Der thermodynamische oder durch Ventilation angeregte Auftrieb der Schwaden sorgt dafür, daß die bodennahen Schichten in der Nachbarschaft der Kühltürme nur sehr selten mit dem sichtbaren Schwaden in Berührung kommen – dies geschieht vereinzelt bei starkem und böigem Wind infolge der bauwerksbedingten Turbulenz. Aus diesem Grunde erreichen die berechneten *Temperatur- und Feuchteerhöhungen* erst nach einigen Kilometern ihre maximalen Werte. In dieser Entfernung ist aber die Durchmischung mit der Umgebungsluft so weit fortgeschritten, daß die errechneten mittleren Feuchte- und Temperaturerhöhungen weit unter der Grenze der meteorologischen Nachweisgenauigkeit liegen (bei der Temperatur weniger als ca. 0,01 K, bei der Feuchte ca. 0,1%).

Bei Kühltürmen älterer Bauart wird immer wieder ein beachtlicher Tropfenauswurf in der Umgebung festgestellt. Diese Erscheinung rührt daher, daß mit dem Luftzug kleine Tröpfchen aus der Rieselanlage mitgerissen und herausgetragen werden. Naßkühltürme neuerer Bauweise schränken diesen Tropfenauswurf mit Hilfe sogenannter Tropfenfängereinbauten erheblich ein. Dadurch sind die berechneten *Niederschlagserhöhungen* mit ca. 1% in 1 km Abstand gering.

Gefrierender Nebel und Glatteis als Folge des Kühlturmbetriebs sind sehr abhängig von der Bauhöhe. Bei den hohen Naturzug-Naßkühltürmen ist die Bodenberührung des sichtbaren Schwadens so selten, daß keine nennenswerten Effekte zu erwarten sind. Bei niedrigen Türmen nimmt die Häufigkeit und Wahrscheinlichkeit von Bodenberührungen aber zu und damit je nach klimageographischer Lage in Mitteleuropa auch die Wahrscheinlichkeit für Vereisungs- und Rauhfrosterscheinungen. Denn bei entsprechenden meteorologischen Bedingungen (das sind in diesem Fall starker Wind, hohe Luftfeuchte und Temperaturen unter 0 °C) können durch den Aufprall von Schwadentröpfchen und Sprühwasser aus den Kühltürmen auf Vegetation und Straßen Rauheis- oder Glatteisansätze entstehen.

Nach der rechnerischen Ermittlung der direkten Auswirkungen hat man – wie vorstehend beschrieben – den naheliegenden Problembereich untersucht und viele wertvolle Erkenntnisse gewonnen. So kann man festhalten, daß trotz der gewaltigen Energieemission der Kühltürme eine einschneidende Veränderung des Klimas in der Umgebung nicht stattfinden wird, solange nicht große „Kraftwerkzentren" mit einer Vielzahl von Naßkühltürmen entstehen.

Die Zuverlässigkeit dieser Aussage beruht zu einem Teil auf der Verifizierbarkeit der berechneten Ausbreitung. Der Nachweis dieser Verifizierbarkeit erfolgt durch einen wechselseitigen Informationsfluß, wobei zu gemessenen meteorologischen Zuständen Photos von Kühlturmschwaden sowie die für die Ausbreitungsrechnung notwendigen technischen Daten der Kühltürme international ausgetauscht werden. Es ist dann davon auszugehen, daß bei ausreichender Ähnlichkeit des berechneten mit dem photographierten sichtbaren Schwaden auch die berechnete räumliche Verteilung anderer meteorologischer Parameter hinreichend realistisch erfaßt ist. Ansonsten dient dieser Austausch natürlich auch der Kalibrierung und Verbesserung der Ausbreitungsprogramme [3].

13.6. Indirekte Wirkungen des Kühlturmbetriebs

Nun beherrscht man mit den Ausbreitungsrechnungen nicht das gesamte Spektrum möglicher meteorologischer Auswirkungen. Dies bezieht sich insbesondere auf Einzelwetterlagen.

a) Das Temperatur- und Feuchteklima gerade der unteren Luftschichten wird teils durch die Advektion (damit ist der horizontale Transport verschiedener Luftmassen mit ihren spezifischen Eigenschaften gemeint), teils durch den Strahlungshaushalt bestimmt. Der Strahlungshaushalt setzt sich aus der kurzwelligen und der langwelligen Bilanz zusammen. Die *langwellige Strahlungsbilanz* – das ist die terrestrische Strahlung – ist nun sehr stark von der Bewölkung abhängig, denn eine Wolke absorbiert die Ausstrahlung der Erdoberfläche wie ein schwarzer Körper und emittiert demzufolge auch langwellige Strahlung. Bei geringen Temperaturunterschieden zwischen der Wolkendecke und der Erdoberfläche findet daher in Bodennähe keine Strahlungsabkühlung statt. Auf diese Weise kann auch ein langer Kühlturmschwaden lokal die Strahlungsbilanz beeinflussen [4].

b) Bei Hochnebel – eine für viele Gegenden Süddeutschlands häufige Wettererscheinung im Herbst und Frühwinter – gibt es meist eine ausgeprägte Inversion in einer Höhe zwischen 300 und 1000 m; unten ist es feuchtkalt, über dem Hochnebel aber warm und trocken. Man spricht von einer Absinkinversion. Dabei steigt die Luft oberhalb der Inversion langsam ab, und die Inversion stellt eine im Gleichgewicht befindliche Grenzfläche zwischen dieser Absinkbewegung und andererseits dem von unten nach oben gerichteten Wasserdampfstrom dar. Ist die Absinkbewegung der Höhenluft stärker, so sinkt auch die Inversion ab, wobei sich der Hochnebel auflöst. Der Wasserdampfstrom aus großen Kühltürmen wirkt diesem Absinkvorgang entgegen und kann deshalb stabilisierend auf Inversion und Hochnebel wirken [5].

c) Bei Wetterlagen mit Hochnebel kann man immer wieder beobachten, daß lokal begrenzte Niederschläge auftreten. Dabei handelt es sich zum Teil um kurzzeitig leichte bis mäßige Sprühregen- oder Schneefälle, teils auch um stundenlang anhaltenden schwachen Niederschlag. Unter dem Schlagwort „Industrieschneefälle" sind Niederschläge solcher Art bereits diskutiert worden. Zweifellos deuten viele Beobachtungen darauf hin, daß diese Ereignisse in Stadt- und Industriegebieten häufiger sind als auf dem Lande. Wie für jeden Niederschlag muß auch hier eine Luftmassen-Hebung stattfinden, es müssen Kondensationskerne und genügend Wasserdampf vorhanden sein. Kühltürme können ein solches Ereignis durchaus begünstigen, denn sie fördern mit ihrem thermodynamischen Auftrieb die konvektive Luftmassen-Hebung und bringen zusätzlichen Wasserdampf [6].

d) Da die feuchtwarme Luft der Kühltürme den atmosphärischen Auftrieb begünstigt, wird verschiedentlich eine Zunahme schwerer *Gewitter* und *Unwetter* befürchtet.

   Dazu kann man die latenten Energien eines Gewitters mit der Kühlturm-Abwärme überschlagsmäßig vergleichen: Ein Gewitter, das in einer Stunde einer Kreisfläche mit 2 km Radius 10 mm Niederschlag bringt (ein Gewitter mittlerer Intensität), setzt das 50fache der Emission latenter Wärme eines großen Naturzugkühlturms (Emission 2500 m^3 Wasser pro Stunde) während dieser Zeit um. Kühltürme können also angesichts des Größenordnungsunterschieds offenbar nur die *Auslösung* zunehmend feucht-labiler Luftschichtungen begünstigen.

   Die Methode der vorzeitigen Auslösung ist aber häufig der einzig brauchbare Weg zur Verhinderung von Labilitätskatastrophen (Beispiele: Das Besäen tropischer Wirbelstürme mit Silberjodid oder Trockeneis; beim Lawinenschutz das Absprengen von Lawinen). Wahrscheinlicher als die Entstehung schwerer Gewitter ist also deren Verhinderung durch vorzeitige Auslösung. Damit wird andererseits eine häufigere Bildung von leichteren Schauern wahrscheinlich.

13.7. Zusammenfassung

Mit den obigen Punkten a bis d ist nun der Anschein eines Widerspruchs zum Vorhergehenden entstanden, und zwar derart, daß eine Änderung des Klimas nicht, des Wetters aber wohl doch zu erwarten sei. Der Widerspruch löst sich, wenn man sich an die Begriffsanalyse erinnert: Das Klima ist die Summe und die Variation der Wettererscheinungen. Die bei einzelnen Wetterlagen durch große Kühltürme erzeugten Modifikationen des natürlichen Wetterablaufs mögen örtlich berechenbare und meßbare Größen darstellen – die Summe wird dadurch nicht merklich verändert. Erst recht gilt dies für die natürliche Variation, in

welcher vorerst noch die meisten anthropogenen Beeinflussungen – auch die der Kühltürme – untergehen. Dennoch ist noch die Aufgabe der genaueren Quantifizierung – besonders jene der indirekten Wirkungen – zu lösen.

Die Betrachtung der Umweltrelevanz einzelner Anlagen hat ihre Grenze da, wo sich die Emissionen mehrerer Emittenten überlagern. Dabei ist nicht nur an mehrere Kühltürme, sondern auch an die Emission von Städten und Industrien zu denken. Solche Überlagerungssituationen sind bei nicht wenigen Standorten in der Bundesrepublik sicher gegeben.

Literatur

[1] *Sauer, E.:* Abwärmeprobleme bei Kraftwerken: Kühlsysteme, Kosten, Umweltaspekte und Abwärmenutzung. Berichte der KFA-Jülich, Jül 1255, 1975

[2] *Klug, W.:* Ein Verfahren zur Bestimmung der Ausbreitungsbedingungen aus synoptischen Beobachtungen, Staub 29, Nr. 4, 1969

[3] Deutscher Wetterdienst, Wetteramt München: Amtliches Gutachten über das Klima sowie über die meteorologischen Auswirkungen der Kühltürme am Standort der Kernkraftwerke Isar I und II. Bericht für das Bayerische Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen, München, November 1978

[4] *Kästner, W.:* Der Einfluß einer oder mehrerer Kühlturmfahnen auf die Strahlungsbilanz der Umgebung, unveröffentlicht

[5] *Schaller, E., Kraus, H.:* Time dependent inversions in different climatic regions. Beiträge zur Physik der Atmosphäre. Bd. 51, 1978

[6] *Harlfinger, O., Jaenieke, M.:* Schneefall durch Industrieemissionen?, erschienen in: Umwelt (VDI) Nr. 6, 1978

14. Energie und Umwelt

P. Borsch
Programmgruppe Kernenergie und Umwelt

H.-J. Wagner
Programmgruppe Systemforschung und Technologische Entwicklung
der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

14.1. Einleitung

Die Menschen haben von Beginn an versucht, sich von den stets wechselnden Umweltbedingungen, die z. B. durch das Wetter gegeben sind, unabhängiger zu machen, und dazu haben sie Energie gebraucht. Die Nutzung des Feuers ist das wichtigste Beispiel, und mit Hilfe der Nutzung dieser Energiequelle – und anderer Energiequellen – wurde schließlich die moderne Technik geschaffen. Von Anfang an hat der Mensch dabei auch seine Umwelt verändert, z. B. durch die Rodung von Wäldern zur Nutzholzgewinnung und zur Gewinnung von Ackerbauflächen. Wenn man sich vergegenwärtigt, daß die verkarsteten südeuropäischen Küsten früher bewaldet waren, oder daß Karthago, die ehemalige Kornkammer Roms, durch Menschenhand zur Wüste wurde, so sieht man, daß solche Veränderungen ganz erheblich waren und bis heute kaum rückgängig gemacht worden sind. Mit den ersten Feuern haben auch die Umweltbelastungen und Risiken begonnen, wie wir sie heute im Zusammenhang mit der Energieerzeugung sehen: mit den Rauchgasen – die unter anderem karzinogene Stoffe enthalten – wurde die Luft verschmutzt; die Feuerstätten stellten gleichzeitig ein Unfallrisiko dar, es konnten z. B. Waldbrände entstehen.

Die heutigen Techniken verwenden verschiedene Energieträger: inzwischen weniger Holz, dafür mehr Kohle, Erdöl, Erdgas, Uran. Unterschiedliche Energieumwandlungsverfahren – z. B. Zentralheizung, Hochofen, Kraftfahrzeug, Küchenherd, Kraftwerk – werden genutzt und entsprechend vielfältig sind die Umweltbelastungen, die dabei auftreten können. In diesem Kapitel soll zunächst versucht werden, eine Übersicht über diese Umweltbelastungen zu geben und den gegenwärtigen – relativ bescheidenen – Stand der Kenntnisse zu erläutern. Anschließend wird ein spezieller Bereich herausgegriffen, bei dem ungefähre quantitative Vergleiche möglich sind: Die gesundheitlichen Schädigungen von Menschen durch den Betrieb von Kraftwerken und allen zugehörigen Einrichtungen des Brennstoffkreislaufs bei der Erzeugung elektrischer Energie. Im letzten Teil wird in einer knappen Betrachtung gezeigt, wie sich die Nutzung von nichterneuerbaren Energiequellen langfristig auf das globale Klima auswirken könnte.

Zunächst lassen sich grob verschiedene Arten der Belastung unterscheiden, bei denen auch unterschiedliche Medien die Belastung übertragen:

- Verschmutzung von Luft durch Schadstoffe,
- Verschmutzung von Wasser durch Schadstoffe,

- Belastung von Wasser durch Abwärme,
- Belastung der Atmosphäre durch Abwärme,
- Lärm,
- Flächenbedarf,
- Ästhetische Aspekte: Landschaftsverunstaltung.

Da es nicht möglich ist, hier alle diese verschiedenen Belastungen zu diskutieren, sind die, die im folgenden erörtert werden sollen, unterstrichen. Doppelt unterstrichen wurden die Stichworte, die im zweiten Teil, beim quantitativen Vergleich, Berücksichtigung finden.

Weiter ist wichtig zu wissen, in welchen Bereichen unserer Gesellschaft sich die Quellen dieser Belastung befinden, und hier wird üblicherweise nach den Sektoren

- Industrie,
- Kraftwerke,
- Haushalte und Kleinverbraucher,
- Verkehr

unterschieden. Von Bedeutung ist außerdem, durch welche Primärenergiequellen die Belastung verursacht wird, und dabei können

- Kohle,
- Erdöl,
- Erdgas,
- Sonnenenergie,
- Wasser (Laufwasser, Stauseen),
- Kernenergie

berücksichtigt werden. Schließlich können Wirkungen in verschiedenen Bereichen beobachtet werden, und zwar

- auf Bauwerke,
- auf Pflanzen,
- auf Tiere,
- auf Menschen.

Ein Beispiel für die Einwirkung auf Bauwerke ist die Beobachtung, daß schwefelhaltige Verbrennungsprodukte den Kalksandstein unserer mittelalterlichen Dome stark abtragen. Über die Wirkungen verschiedener Umweltbelastungen auf die Pflanzen- und Tierwelt ist einiges bekannt. Spezielle Pflanzen kann man sogar für bestimmte Schadstoffe in der Luft als Indikatoren benutzen. Dieses Thema ist aber so umfangreich, daß es an dieser Stelle ausgeklammert werden soll. Im folgenden sollen ausschließlich die unmittelbaren Wirkungen auf die Menschen betrachtet werden.

14.2. Schadstoffbelastung der Gewässer

Die Verschmutzung des Wassers in unserer Zivilisation spielt eine große Rolle; sie erfolgt vorwiegend durch Abwässer aus der Industrieproduktion und aus Haushalten; bei übermäßiger Verwendung von Kunstdünger kann auch die Landwirtschaft dazu beitragen. Ver-

schmutzungen im Zusammenhang mit Energieerzeugung sind demgegenüber von weniger großer Bedeutung.

Von Zeit zu Zeit gibt es Schäden durch Öl, das bei Transportunfällen zu Lande das Grundwasser verseuchen kann und bei Transportunfällen auf See den Menschen unmittelbar trifft, wenn der dabei austretende Ölteppich Küstenbereiche verschmutzt.

In gewissem Umfang tritt eine Belastung des Wassers beim Waschen der Kohle (4,5 m^3 Wasser für 1 t Steinkohle [1]) sowie bei der Erdölverarbeitung durch chemische Schadstoffe auf [1, 2]. Die Grubenwässer des Kohlenbergbaus können mit natürlichen radioaktiven Stoffen belastet sein [3]. Die Abwässer fossiler Kraftwerke fallen dagegen nicht ins Gewicht. Bei kerntechnischen Anlagen enthält das Abwasser radioaktive Stoffe. Bei Energieerzeugung, -umwandlung und -verbrauch sind jedoch im Vergleich zu den Schadstoffbelastungen der Atmosphäre die Belastungen der Gewässer gering, so daß sie hier nicht weiter betrachtet werden sollen.

14.3. Schadstoffbelastung der Luft

Die wichtigste Art von Umweltbelastung bei der Energieerzeugung stellen die Schadstoffemissionen dar. Hier treten beim Erdgas – um bei einem „sauberen" Primärenergieträger zu beginnen – Kohlenmonoxid und Stickoxide als Verbrennungsprodukte auf, die aus dem Kamin entweichen (Abbildung 1). Bei Erdöl und Erdölprodukten wie Heizöl oder Benzin kommen dazu noch Schwefelverbindungen und Kohlenwasserstoffe, bei der Verbrennung von Kohle stellen wir auch noch erhebliche Mengen an Stäuben fest, die auch radioaktive Anteile enthalten. Bei Kernenergieanlagen entfallen die chemischen Schadstoffe, hier müssen wir aber grundsätzlich mit der Abgabe radioaktiver Stoffe rechnen. Beim Betrieb von Sonnen-, Wind- und Laufwasser-Energieanlagen treten keine Emissionen auf.

Primärenergieträger	Schadstoffe					
	SO_2	Staub	NO_x	CO	C_mH_n	Radioaktivität
Kohle	x	x	x	x	x	x
Erdöl	x	(x)	x	x	x	
Erdgas			x	x		
Kernenergie						x

Abbildung 1 Luftverunreinigungen bei der Energieerzeugung

Die bei der Verbrennung fossiler Primärenergieträger freigesetzten Schadstoffe kommen auch in der Natur vor, z. B. im Auswurf von Vulkanen oder als Abbauprodukt von organischem Material. Sie werden, sofern es chemische Verbindungen wie SO_2 oder Kohlenwasserstoffe sind, auch durch natürliche Vorgänge im Laufe der Zeit wieder abgebaut.

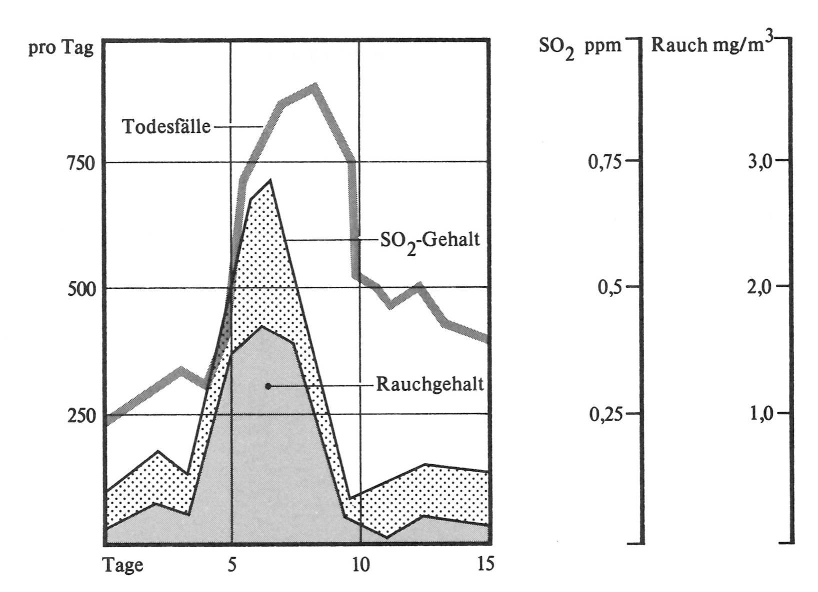


Abbildung 2 Smog im Dezember 1952 in London, nach Bättig. Die obere Kurve zeigt die Zahl der Todesfälle pro Tag (linke Skala), darunter sind SO_2-Gehalt und Rauchgehalt der Luft angegeben (rechte Skalen). 1 ppm SO_2 entspricht etwa 2,8 mg SO_2/m^3

Die durch die Verbrennung von Kohle verursachte Luftverschmutzung ist übrigens schon lange als lästig und gesundheitsschädlich empfunden worden. In London wurde z. B. bereits im Mittelalter – mit wechselndem Erfolg – versucht, die Verbrennung von Kohle einzuschränken und die Handwerker zu zwingen, statt dessen das teurere Holz oder Holzkohle zu verwenden [4].

Anhaltspunkte für die quantitativen Wirkungen dieser Schadstoffe haben vor allem mehrere Smog[1])-Katastrophen geliefert [5], wenn sich bei ungünstigen Inversionswetterlagen über mehrere Tage hindurch die Verbrennungsprodukte in der Luft ansammelten: Ärzte und Krankenhäuser stellten daraufhin deutlich erhöhte Zahlen von Erkrankungs- und Todesfällen fest, zum ersten Mal 1930 im belgischen Maastal, dann 1948 in der Innenstadt von Donora in Pennsylvanien (USA). Die größte bekannte Smogkatastrophe ist die von London im Dezember 1952, wo innerhalb von 2 Wochen nach Eintritt der Smog-Bedingungen etwa 4000 Menschen mehr starben als sonst in dieser Jahreszeit (Abbildung 2). Nach weiteren Smogzwischenfällen in London in den Jahren 1956–1963 mit ca. 3200 Todesopfern wurden intensive Gegenmaßnahmen ergriffen (Änderung der Heizungstechnik, Anforderungen an die Brennstoffe), so daß dort solche Katastrophen heute nicht mehr befürchtet werden müssen. Weitere Smogzwischenfälle sind auch an anderen Stellen, z. B. in Los Angeles oder im Dezember 1962 im Ruhrgebiet aufgetreten.

Neben den giftigen Schadstoffen wird als unvermeidliches Verbrennungsprodukt auch Kohlendioxid (CO_2) freigesetzt. CO_2 ist zwar nicht giftig, es hat jedoch eine erhebliche Bedeutung für das Klima der Erde. Darauf wird in Abschnitt 14.5. im Zusammenhang mit der Abwärme noch eingegangen.

---

[1]) Das Wort Smog ist ein Kunstwort und aus den englischen Wörtern Smoke (Rauch) und Fog (Nebel) gebildet

14.3.1. Luftschadstoffe und ihre Wirkungen

14.3.1.1. Schwefeldioxid (SO_2)

Kohle und Erdöl enthalten bis zu 4% Schwefel, der bei der Steinkohle durch Naßverfahren auf 1–1,25% reduziert wird (Flotation). Bei der Verbrennung wird Schwefel weitgehend zu gasförmigem SO_2 oxidiert, das als wichtigster Luftschadstoff bei der Verbrennung angesehen wird. Dabei ist, wie medizinische Untersuchungen in den letzten Jahren erwiesen haben, in trockener Atemluft enthaltenes SO_2 erst bei recht hohen Konzentrationen wirksam – es führt dann zu einer Reizung der Bronchien und der Lunge [6]. Bei Gegenwart von Sonnenlicht und Luftfeuchtigkeit wird SO_2 zu Schwefelsäure H_2SO_4 oxidiert (Photochemischer Smog):

$$SO_2 + \text{Sonnenlicht} \rightarrow (SO_2)^+$$
$$(SO_2)^+ + O_2 \rightarrow (SO_4)^+$$
$$(SO_4)^+ + O_2 \rightarrow SO_3 + O_3$$
$$H_2O + SO_3 \rightarrow H_2SO_4$$

SO_2 und die Oxidationsprodukte schweflige Säure H_2SO_3 und Schwefelsäure können zu Erkrankungen der Atmungsorgane, des Herzens und des Kreislaufs führen. Das entstehende Ozon O_3 reizt die Atemwege und reagiert mit anderen Luftverunreinigungen, wobei neue und zum Teil aggressive Schadstoffe entstehen.

In Kraftwerken besteht prinzipiell die Möglichkeit, durch technische Maßnahmen SO_2 weitgehend (bis etwa 90%) aus dem Rauchgas zu entfernen. Die Verfahren sind allerdings teuer und brauchen relativ viel Energie. In Japan und den USA gibt es bereits ausgereifte Rauchgasentschwefelungsanlagen [7], seit einiger Zeit werden in der Bundesrepublik Deutschland drei verschiedene Verfahren der Rauchgasentschwefelung in Demonstrationsanlagen (Bischoff-Verfahren in Lünen und Wilhelmshaven, Saarberg-Hölter-Verfahren in Weiher/Saarland, Bergbauforschung-Verfahren in Lünen) untersucht [8]. Eine große Rauchgasentschwefelungsanlage, die 25% der Rauchgase des 707-MW-Steinkohlekraftwerks Weiher III entschwefelt, ging im Sommer 1979 in Querscheid/Saar in Betrieb. Da in kleinen Anlagen eine Rauchgasentschwefelung zu aufwendig ist, muß der dafür verwendete Brennstoff entschwefelt werden. So ist für Haushaltsheizungen das schwefelarme leichte Heizöl vorgeschrieben. Eine weitgehende Entschwefelung ist auch bei anderen Ölsorten und bei Kohle im Prinzip möglich, bisher aber nur in begrenztem Umfang durchgeführt.

14.3.1.2. Staub

Stäube entstehen in Industriebetrieben (z. B. Zementfabriken) und vor allem bei Verbrennungsprozessen, nicht nur bei der Verbrennung fester Brennstoffe. In der Industrie und in Kraftwerken werden heute mindestens etwa 99% der Grobstäube mit Elektrofiltern abgeschieden. Feinste Staubpartikel unter 3 µm passieren die Filter jedoch weitgehend. Im Gegensatz zum Grobstaub kann dieser Feinstaub über die Atemwege bis in die Lunge gelangen. Die toxikologische Wirkung beruht vor allem auf dem Gehalt an Stoffen wie Blei, Vanadium, Fluor, Nickel, Arsen, Selen, Cadmium, Beryllium, Quecksilber, von denen einige die Entstehung von Krebs fördern [1, 9]. Zudem lagern sich an der Oberfläche der feinen unsichtbaren Staubteilchen andere Schadstoffe wie Kohlenwasserstoffe, Schwefel- oder

Stickstoffverbindungen an, so daß deren Wirkung bei gleichzeitiger Anwesenheit von Staub verstärkt wird. Allgemein erzeugt Staub eine Erhöhung der Zahl von Erkrankungen der Atmungsorgane, wie Grippe, Lungenentzündung, Asthma.

14.3.1.3. Stickoxide

Stickoxide (NO, NO_2, NO_3) entstehen als Reaktion des Luftstickstoffs mit dem Luftsauerstoff überall dort, wo Verbrennungen mit hoher Temperatur ablaufen: in fossilen Kraftwerken (ca. 1800 °C), in Kraftfahrzeugmotoren und in geringerem Umfang bei Haushaltsheizungen. Stickoxide greifen die Schleimhäute der Atmungsorgane an und begünstigen dort Katarrhe und Infektionen (Bronchitis, Lungenentzündung). Sie verstärken die Wirkung von SO_2 [10]. Stickstoffmonoxid wirkt lähmend auf das Gehirn. Auch die Stickoxide sind am photochemischen Smog beteiligt; NO_2 reagiert mit Ozon und Luftfeuchtigkeit zu Salpetersäure HNO_3:

$$2\,NO_2 + O_3 \rightarrow N_2O_5 + O_2$$
$$N_2O_5 + H_2O \rightarrow 2\,HNO_3$$

Die aggressive Salpetersäure liegt ähnlich wie die aus SO_2 entstandene Schwefelsäure in Form von Aerosolen vor.

Durch geeignete Führung der Verbrennung kann die NO_x-Entstehung minimiert werden, zu vermeiden ist sie nicht. Verfahren zur Abscheidung aus den Rauchgasen werden gegenwärtig in Japan erprobt [7].

14.3.1.4. Kohlenmonoxid (CO)

Kohlenmonoxid entsteht bei unvollständiger Verbrennung, vor allem beim Betrieb von Kraftfahrzeugen sowie bei Haushaltsheizungen. Seine Giftigkeit beruht darauf, daß es sich an Stelle des Sauerstoffs mit dem roten Blutfarbstoff Hämoglobin sehr fest verbindet (200–300mal stärker als Sauerstoff), nur sehr langsam wieder abgegeben wird und damit den Sauerstofftransport im Blut behindert. In größeren Konzentrationen führt es zum Tod durch Blockade der Zellatmung.

Durch technische Maßnahmen kann die CO-Entstehung in großen Feuerungsanlagen praktisch verhindert werden; bei Kraftfahrzeugen sorgt der TÜV dafür, daß der CO-Anteil im Auspuffgas bestimmte Grenzwerte nicht überschreitet. Beim Otto-Motor ist aber ein gewisser CO-Anteil anscheinend nicht zu vermeiden, erst eine Nachverbrennung könnte hier Abhilfe schaffen. Gerade wegen seines wesentlich geringeren CO-Ausstoßes steht der Dieselmotor im Ruf geringerer Umweltbelastung.

14.3.1.5. Kohlenwasserstoffe (C_mH_n)

Unter diesem Begriff versteht man alle organischen Verbindungen, die aus Kohlenstoff und Wasserstoff bestehen. Sie sind technisch als Kraftstoffe (Benzin, Benzol, Erdgas, Propan usw.) von großer Bedeutung und werden vor allem von der erdölverarbeitenden Industrie sowie vom Straßenverkehr an die Luft abgegeben. Einige Kohlenwasserstoffe sind krebserregend, z.B. Benzol und Benzpyren, Bestandteile von Autoabgasen und von Abgasen aus Öl- und Kohlefeuerungen. Auch beim Einatmen sehr geringer Konzentrationen von karzinogenen Stoffen ist langfristig mit einer Erhöhung des Krebsrisikos zu rechnen.

14.3.1.6. Radioaktivität

Da in der Erde radioaktive Substanzen als Spurenelemente vorhanden sind, enthält Kohle auch geringe Mengen an radioaktiven Stoffen aus den in der Natur vorkommenden Zerfallsreihen von Uran und Thorium, und ein Teil dieser Stoffe wird mit den Feinstäuben über den Kraftwerkskamin in der Umgebung verteilt. Mit dem Staub eingeatmet können diese radioaktiven Stoffe in die Blutbahn gelangen; sie werden vor allen Dingen in den Knochen abgelagert und führen dort zu einer Strahlenbelastung [11, 12]. Radioaktive Stoffe werden auch über den Abluftkamin von Kernkraftwerken emittiert; hier sind es vor allem radioaktive Spalt- und Aktivierungsprodukte wie Jod-131, Krypton-85, Strontium-90, Tritium, die unterschiedlich vom menschlichen Körper aufgenommen werden: Jod konzentriert sich vorzugsweise in der Schilddrüse, Strontium in den Knochen, während ein Edelgas wie Krypton, da es keine chemischen Verbindungen eingeht, im Körper auch nicht eingebaut werden kann.

Die Emissionen der Kernkraftwerke werden genau gemessen; die dadurch erzeugte Strahlenbelastung liegt im ungünstigsten Fall – mit Ausnahme der Schilddrüsenbelastung durch Jod – deutlich unter 1 Millirem pro Jahr [13] . Bei Wiederaufarbeitungsanlagen ist sie höher und mit der Strahlenbelastung, die in ungünstigen Fällen in der Umgebung von Kohlekraftwerken erreicht werden kann, vergleichbar [14, 15]. Radioaktive Stoffe erhöhen durch ihre Strahlung das Krebsrisiko, sie wirken – obwohl der biophysikalische und biochemische Primärvorgang ein anderer ist – also ähnlich wie gewisse Kohlenwasserstoffe oder Schwermetalle.

14.3.2. Übersicht über emittierte chemische Schadstoffe

Die Abbildung 3 zeigt die Mengen an Schadstoffen, die von den einzelnen Verbrauchssektoren emittiert werden [16]. Hauptemittenten von SO_2 und Stickoxiden sind die Kraftwerke und die Industrie, beim Staub sind es Haushalte und Kleinverbraucher. Der Verkehr emittiert die überwiegenden Mengen von CO und Kohlenwasserstoffen, gefolgt vom Sektor Haushalte und Kleinverbraucher, während Industrie und Kraftwerke bei diesen Schadstoffen nur geringe Beiträge liefern.

Diese Übersicht stammt aus dem Jahr 1970. Der Brennstoffverbrauch hat sich seitdem erhöht, andererseits haben modernere Feuerungsanlagen in der Regel geringere spezifische Emissionen. Insgesamt dürften sich die SO_2-Emissionen um 10–20%, die Staubemissionen um 40% und die CO-Emissionen um 15% verringert haben, während NO_x und C_mH_n nahezu unverändert geblieben sind.

Einige spezifische Emissionswerte zeigt die Abbildung 4. Innerhalb der Sektoren wird der Unterschied der Brennstoffe deutlich, z. B. die geringeren Staub- und höheren Kohlenwasserstoffemissionen von Heizöl gegenüber Kohle und die insgesamt sehr geringen Emissionen von Gasfeuerungen. Der Vergleich der Sektoren untereinander belegt die unterschiedliche Qualität der Verbrennungsvorgänge, etwa beim Vergleich der Haushalte mit der Industrie.

Für die Beurteilung der tatsächlichen gesundheitsschädigenden Wirkungen sind aber letzten Endes nicht die emittierten Mengen verantwortlich, sondern das, was davon auf den Menschen einwirkt, also die sogenannten Immissionen. Das sind Konzentrationswerte, etwa in Milligramm Schadstoff pro Kubikmeter Luft angegeben. Die von den Sektoren Haushalte und Kleinverbraucher sowie Verkehr freigesetzten Schadstoffe tragen wegen der ge-

ringen Freisetzungshöhe und der Freisetzung unmittelbar in den Ballungsgebieten relativ stärker zur Immission bei als die aus hohen Kaminen und häufig am Rande von Ballungszentren freigesetzten Schadstoffe der Industrie und der Kraftwerke. In Tabelle 1 ist am Beispiel Ludwigshafen dargestellt, daß dort z. B. die Haushalte und Kleinverbraucher sowie der Verkehr nur mit 5% zu den Emissionen beitragen, an den Immissionen jedoch – abhängig von der Nähe industrieller Emittenten – zu 50–75% beteiligt sind. Dabei ist berücksichtigt, daß zu den Immissionsbelastungen auch Industrie und Kraftwerke aus der Nachbarstadt Mannheim beitragen [17]. In den Städten scheint der Kraftfahrzeugverkehr gegenwärtig den größten Anteil an der Schadstoffbelastung der Luft zu liefern [18].

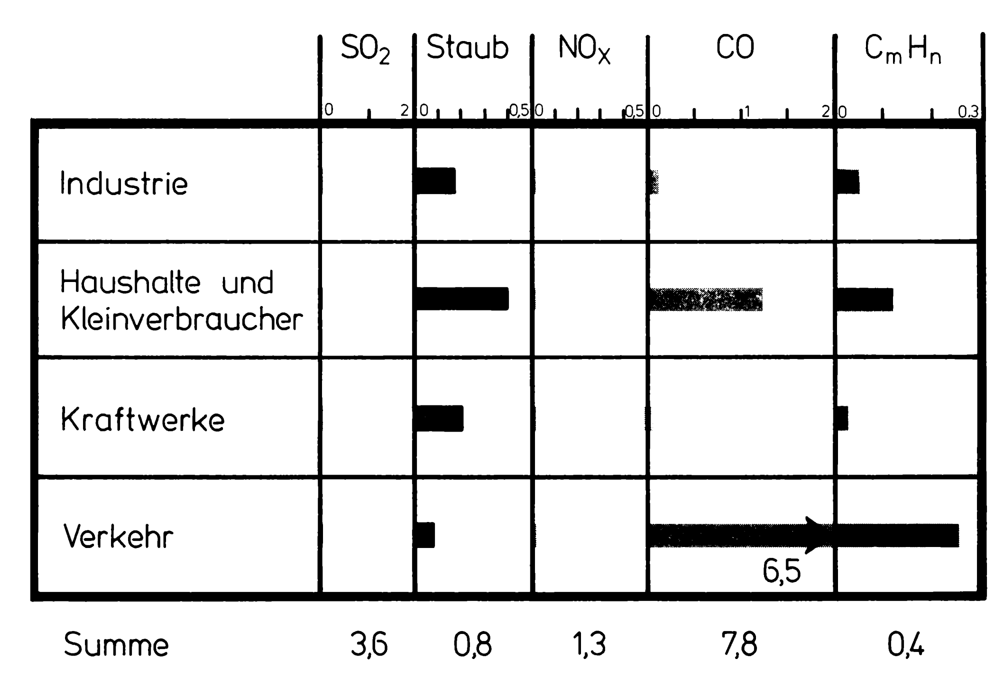


Abbildung 3 Schadstoffemissionen in der Bundesrepublik Deutschland 1970 aus Feuerungsanlagen und Kraftfahrzeugen (in Mio. t)

Tabelle 1 SO_2-Emissionen und Immissionen in Ludwigshafen [17]

	Emissionen		Immissionen	
	t/a	%	µg/m³	%
Industrie	33482	95,4	19–47	24–49
Haushalte	1465	4,2	46 }	51–76
Verkehr	142	0,4	4 }	

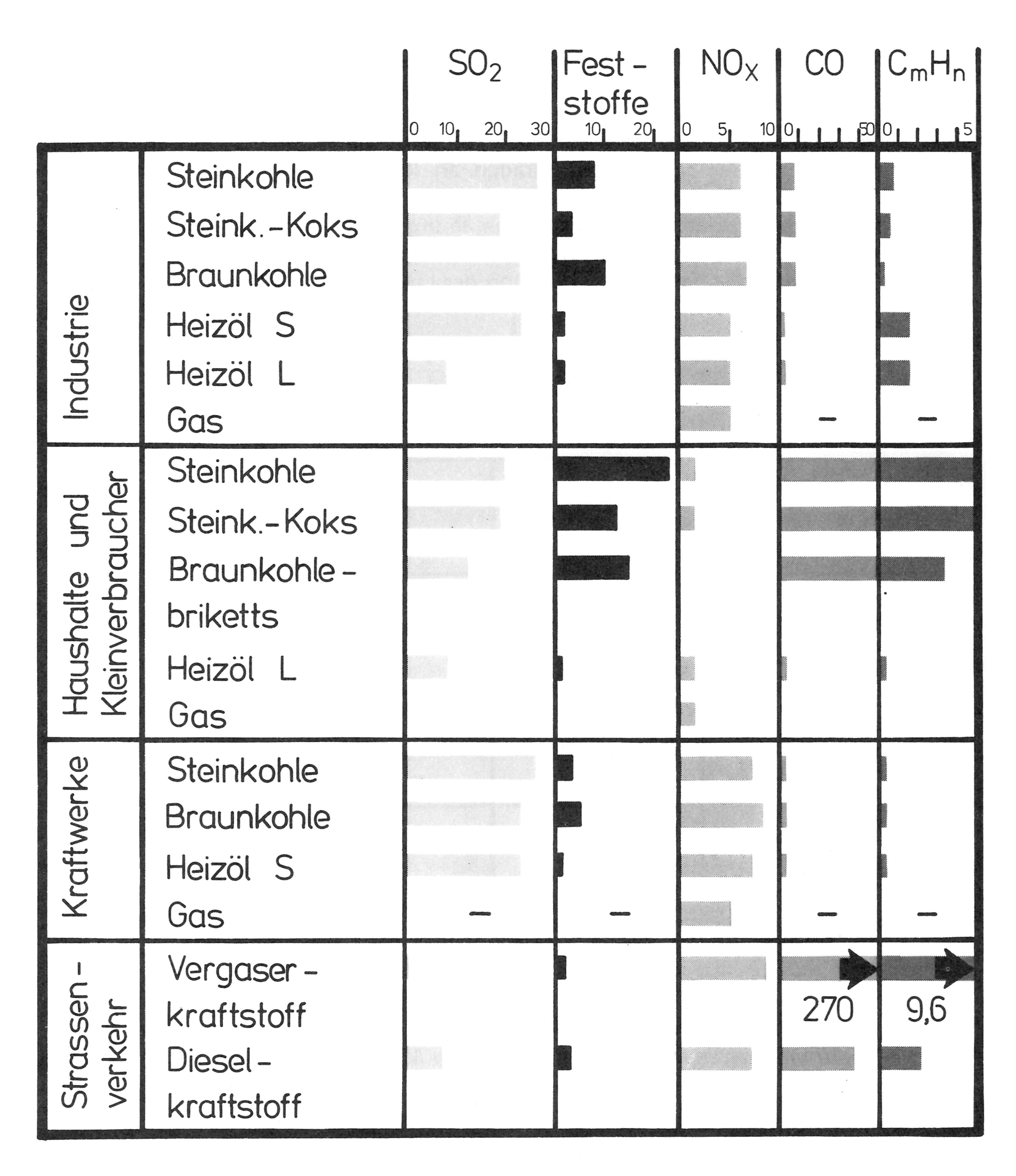


Abbildung 4 Spezifische Emissionen in kg Schadstoff je t SKE [16]

14.3.3. Immissionsgrenzwerte

Auf der Basis des Bundes-Immissionsschutzgesetzes wurde 1974 die Technische Anleitung zur Reinhaltung der Luft (TA Luft) als Verordnung erlassen, die Grenzwerte für die wichtigsten Schadstoffe angibt (Tabelle 2). Aufgrund der TA Luft werden für neue Kraftwerke und Industrieanlagen entsprechende Emissionsgrenzwerte festgelegt.

Tabelle 2 Immissionsgrenzwerte für Luftverunreinigungen. Smogalarm Stufe 1 bedeutet „Vorwarnung", d.h. Vorbereitung für die Stufe 2. Bei Stufe 2 wird der Kraftfahrzeugverkehr zwischen 6–10 Uhr und 15–20 Uhr eingeschränkt, der Einsatz schwefelhaltiger Kohle- und Ölsorten ist verboten. Bei Stufe 3 wird der Kraftfahrzeugverkehr eingestellt, dazu kommen weitere Einschränkungen für Feuerungsanlagen

Stoff	Einheit	TA Luft		Smog-Verordnung NRW		
		Langzeit-einwirkung	Kurzzeit-einwirkung	Stufe 1	Stufe 2	Stufe 3
Staubniederschlag	g/m^2/Tag	0,35	0,65	—	—	—
Staubkonzentration	mg/m^3	0,10	0,20	—	—	—
Schwefeldioxid SO_2	mg/m^3	0,14	0,40	0,8	1,6	2,4
Stickstoffdioxid NO_2	mg/m^3	0,10	0,30	0,6	1,2	1,8
Kohlenmonoxid CO	mg/m^3	10,0	20,0	30,0	60	90
Kohlenwasserstoff C_mH_n (ohne Methan)	mg/m^3	—	—	5,0	10	15

Bei ungünstigen Wetterlagen kann es dennoch in Ballungszentren zu deutlichen Überschreitungen der Immissionsgrenzwerte kommen. Dann kann die zuständige Behörde Smog-Alarm auslösen, der zur Beschränkung des Kraftverkehrs und des Betriebes von Industrieanlagen führen kann. Ein solcher Smog-Alarm – allerdings erst Voralarm der Stufe 1 – erfolgte erstmals für Teile des Ruhrgebietes am 17. Januar 1979.

Ähnliche Bedeutung wie die Immissionsgrenzwerte der TA Luft haben die Grenzwerte der Strahlenschutzverordnung (Strl.Sch.V.) für die Strahlenbelastung aus kerntechnischen Anlagen. Sie betragen für den Ganzkörper, das Knochenmark und die Keimdrüsen 30 mrem, für die Knochen und die Haut 180 mrem und für die Schilddrüse 90 mrem pro Jahr.

14.3.4. Vergleich der Schadstoffbelastung bei verschiedenen Methoden der Energieerzeugung

Für eine vergleichende Bewertung der verschiedenen Arten der Energieerzeugung wäre ein einheitlicher Maßstab erforderlich. Dieser existiert nicht, da er auch den Nutzen mit berücksichtigen müßte, und bereits in dieser Hinsicht sind etwa Heizungsanlagen, Kraftfahrzeuge und Kraftwerke nicht auf eine Nutzengröße zu reduzieren. Es ist aber möglich, etwa Otto- und Dieselmotor zu vergleichen, wenn sie dem gleichen Zweck als Fahrzeugantrieb dienen. Ebenso kann man verschiedene Methoden der Stromerzeugung hinsichtlich ihrer Umweltbelastungen vergleichen.

Eine Übersicht über die Schadstoffbelastungen verschiedener Arten von Kraftwerken zeigt die Tabelle 3. Dort sind neben den emittierten Mengen die daraus resultierenden maximalen Konzentrationswerte (Immissionen) angeben und zum Vergleich die Grenzwerte der TA Luft bzw. der Strahlenschutzverordnung. Für diese Zahlen könnte ein gemeinsamer Maßstab gebildet werden, wenn man annimmt, daß die Grenzwerte der TA Luft bzw. der Strahlenschutzverordnung die gleiche gesundheitliche Bedeutung haben; d.h., beim Einwirken

einer SO_2-Konzentration von 0,14 mg SO_2/m^3 Luft über ein Jahr treten annähernd vergleichbare Gesundheitsschäden auf wie bei einer Strahlenbelastung von 30 mrem für ein Jahr. Diese Annahme berücksichtigt also nicht die unterschiedliche Art der Gesundheitsschäden. Ein Vergleich der in Tabelle 3 angegebenen SO_2-Konzentration für ein Braunkohlekraftwerk (130 g/m³) mit dem Grenzwert (140 g/m³) sowie der Strahlenbelastung

Grenzwert TA Luft bzw. SSV	Kraftwerkstyp / Lastfaktor	KKW (Stade 1974) 0,92	SKW 0,44	BKW 0,83	ÖKW 0,75	GKW 0,75
140	SO_2 E [1000 t/a]	—	21	36	22	0,3
	SO_2 MI [µg/m³]	—	230	130	120	≈0
2	F E [t/a]	—	130	480	13	—
	F MI [µg/m³]	—	1,5	1,8	0,07	—
100	NO_x E [1000 t/a]	—	5	15	9	7
	NO_2 MI [µg/m³]	—	60	60	50	50
30	Radioakt. Gase/Aerosole E [mCi/a]	900/0,2/11	0,057		—	—
180	Tritium MI [mrem/a]	0,01	38		—	—
90	Jod E [mCi/a]	11	—	—	—	—
	Jod MI [mrem/a]	0,4	—	—	—	—

Tabelle 3 Schadstoffbelastung bei verschiedenen Kraftwerkstypen (Leistung 600 MW) nach [19] *und* [11]

durch das Kernkraftwerk Stade 1974 (0,01 mrem/a) mit dem entsprechenden Grenzwert (30 mrem/a) ergibt eine etwa 3000fach höhere Belastung durch ein Kohlekraftwerk. Zu einem ähnlichen Ergebnis (Kernkraftwerk etwa 1000fach besser als ein Kohlekraftwerk) kommt man, wenn man untersucht, mit wieviel Kubikmetern reiner Luft man die Emissionen verdünnen muß, um die genannten Grenzwerte zu erreichen [20]. Mit ähnlichen Methoden haben andere Autoren ähnlich große Unterschiede erhalten [21–23].

Es reicht allerdings nicht aus, nur die Kraftwerke zu berücksichtigen. Dabei wird die Kernenergie begünstigt, denn z. B. die Wiederaufarbeitungsanlagen tragen bei der Kernenergie zur Umweltbelastung bei.

In verschiedenen Studien, die derartige vergleichende Untersuchungen zum Ziel hatten, wurde versucht, als Endergebnis nicht nur Immissionswerte mit Immissionsgrenzwerten zu vergleichen, sondern Zahlenwerte für Gesundheitsschäden zu erhalten. Dazu wurden die verfügbaren Kenntnisse aus zahlreichen epidemologischen Studien und experimentellen Untersuchungen ausgewertet. Das Ergebnis einer Studie aus dem Brookhaven National Laboratory [24] zeigt die Tabelle 4. Die Unterschiede sind hier nicht mehr so groß, weil die Emissionen aus den Brennstoffkreisläufen berücksichtigt sind (z. B. Wiederaufarbeitungsanlagen bei der Kernenergie, Raffinerien bei Öl), aber sie sind beachtlich. Gas zeigt sich neben der Kernenergie als ein sehr umweltfreundlicher Primärenergieträger.

Bei den Zahlen fällt auf, daß die Schwankungsbreite bei Kohle und Öl viel größer ist als bei Gas und Kernenergie. Dies liegt vor allem daran, daß die Kenntnisse über die tatsächlichen gesundheitlichen Auswirkungen der Schadstoffe aus der fossilen Verbrennung wesentlich geringer sind als über die Wirkungen ionisierender Strahlung, die in den letzten Jahrzehnten außerordentlich intensiv untersucht worden sind.

Tabelle 4
Gesundheitsschäden durch eine Stromerzeugung von 10^{10} kWh) bei verschiedenen Primärenergien in den USA, 1975. (Die Zahlen für die Todesfälle enthalten auch tödliche Erkrankungen, vgl. Tabelle 5)*

	Todesfälle	Erkrankungen
Kohle	10–200	300–500
Öl	3– 51	150–300
Gas	0– 2	20
Uran	1– 3	8– 30

*) 10^{10} kWh ist etwa die jährliche Stromerzeugung einer Kraftwerkskapazität von 1400 MW

Die Balken geben die jeweilige maximale Immissionskonzentration MI im Vergleich zu den Grenzwerten der TA Luft bzw. der Strahlenschutzverordnung (SSV) an. Die maximale Strahlenbelastung in der Umgebung des KKW von 0,01 mrem/a ist als Ganzkörperbelastung auf den Grenzwert von 30 mrem/a zu beziehen; die Strahlenbelastung neben dem SKW von 38 mrem/a betrifft die Knochen und ist deshalb dem Grenzwert von 180 mrem/a zu vergleichen.

KKW Kernkraftwerk
SKW Steinkohlekraftwerk
BKW Braunkohlekraftwerk
OKW Ölkraftwerk
GKW Gaskraftwerk
E Emmissionen
MI Maximale Immissionskonzentrationen an der ungünstigen Stelle in der Umgebung des Kraftwerks (berechnet)

14.4. Die Risiken verschiedener Energietechnologien

Bei einem Vergleich verschiedener Primärenergieträger, bei deren Nutzung zum Teil unterschiedliche Technologien angewandt werden, sind aber noch weitere Faktoren zu berücksichtigen, wenn man die gesundheitsschädlichen Auswirkungen umfassend darstellen will. Wenn man z. B. die Möglichkeit von Unfällen mit berücksichtigt, erhält man einen Risikovergleich.

14.4.1. Ein Risikovergleich Kohle – Kernenergie

Die Studie der Ford-Stiftung [25], die die gegenwärtige Kernenergiepolitik der Regierung der USA stark beeinflußt hat, untersucht im Kapitel 5: „Auswirkungen auf die Gesundheit" die Gesundheitsrisiken durch die Stromerzeugung mit Kernenergie und Kohle. Die Ergebnisse sind in der Tabelle 5 zusammengefaßt. Die einzelnen Zahlen beruhen zum Teil auf statistischen Erfahrungen (z. B. Unfälle im Bergbau, Kraftwerksbau und bei Transporten), zum anderen Teil auf Risikostudien (z. B. Schäden durch Kernkraftwerksunfälle) sowie auf epidemologischen Studien (Gesundheitsschäden durch den Betrieb von Kohlekraftwerken).

Tabelle 5 Vergleich der Risiken von Kern- und Kohlekraftwerken in den USA. Leistung der Anlagen 1000 MW_e Lastfaktor 70%, Gesundheitsschäden in einem Jahr

	Kernenergie			Kohle	
	Tod durch Unfall	Tödliche Erkrankung		Tod durch Unfall	Tödliche Erkrankung
Bergbau: Unfälle	0,20			0,50	
Bergbau: Bestrahlung		0,06	Beschäftigte		
		0,08	Umgebung		
Erzaufbereitung		0,03	Beschäftigte		
		0,02	Umgebung		
Erzrückstände		0,20	(reduzierbar)		
in 100 Jahren		(0,01)			
Transporte	0,01	0,01		0,55–1,3	
Kraftwerksbau	0,10			0,05	
Kraftwerksbetrieb		0,09	Umgebung		18–50
		0,15	Beschäftigte		(1,8–5 mit Entschwefelung)
Kraftwerk, Unfälle	0,002 (1)*)	0,021 (10)*)			
Wiederaufarbeitung		0,004	Beschäftigte		
		0,02	Umgebung		
		0,08	global (Kr-85)		
Summe	0,31	0,75		1,1–1,85	18–50

*) Extrem pessimistische Werte

Bei der Kernenergie stammen die Zahlen in der Zeile „Kraftwerk, Unfälle" aus der Rasmussen-Studie [26], zum Vergleich sind in [25] außerdem extrem pessimistische Werte angegeben, die mit Sicherheit unrealistisch hoch sind (wären sie richtig, müßte es bereits bei der gegenwärtigen Zahl von ca. 200 Kernkraftwerken jedes Jahr etwa 5 Kernschmelz-Unfälle geben). Ein großer Anteil an Gesundheitsschäden wird durch die Erzrückstände verursacht, die auf Halden gekippt werden und aus denen durch Erosion insbesondere Radon in die Umgebung getragen wird. Durch Abdecken dieser Halden ließe sich dieser Wert leicht und ohne große Kosten reduzieren.

Bei den Gesundheitsschäden durch Kohlekraftwerke wirkt sich zunächst einmal bei den Unfällen im Bergbau und beim Brennstofftransport die große Menge an Kohle (2 Mio. t Steinkohle gegenüber 30 t Kernbrennstoff) aus. Die Auswirkungen des Kraftwerksbetriebes ließen sich durch Entschwefelung der Brennstoffe oder Rauchgasentschwefelung verringern.

Leider gibt es bisher keine vergleichbare Studie für die Bundesrepublik Deutschland. Eine solche Studie müßte z. B. berücksichtigen, daß das bei uns eingesetzte Uran aus verschiedenen Ländern importiert wird, daß Transportrisiken hier evtl. eine andere Größe haben, daß für eine deutsche Wiederaufarbeitungsanlage andere Emissionsbegrenzungen gelten als in den USA und vor allem die Tatsache, daß in den USA Steinkohle im Tagebau abgebaut wird und nicht im Untertage-Bergbau. Allein dieser letzte Unterschied ändert die Risikozahlen bereits erheblich: Für ein 1000-MW_e-Kraftwerk, das mit deutscher Steinkohle gefeuert wird, muß (bei einem Lastfaktor von 70%) jährlich mit vier tödlichen Unfällen [27] und 30–40 Fällen von Berufskrankheiten (Silikose) im Bergbau gerechnet werden.

14.4.2. Risikovergleich alternativer Energieerzeugungstechnologien

Bisherige Betrachtungen beschränkten sich auf den Vergleich von fossilen Primärenergien mit Kernenergie, wobei auf die Frage des Materialbedarfs für die Anlagen selbst nicht eingegangen wurde, weil in dieser Beziehung fossile und Kernkraftwerke nur geringe Unterschiede aufweisen.

Eine weitere Untersuchung, bei der auch neue Technologien wie Sonnen- und Windkraftwerke berücksichtigt werden, wurde 1978 von H. Inhaber, Mitarbeiter des kanadischen AECB (Atomic Energy Control Board) veröffentlicht [28]. Diese Studie erfaßt auch die Risiken zum Bau der Anlagen selbst. Insgesamt werden dabei 10 Energieversorgungstechnologien untersucht. Auf die Ergebnisse von 8 Technologien wird im folgenden detaillierter eingegangen. Die verbleibenden beiden Technologien, Nutzung der Meereswärme und Methanolerzeugung, werden wegen ihrer derzeit geringeren Relevanz für die Bundesrepublik Deutschland ausgeklammert.

Die 8 betrachteten Technologien unterscheiden sich hinsichtlich der genutzten Primärenergie, der erzeugten Sekundärenergie und des Standes der Markteinführung (Tabelle 6). Bei den ersten drei Technologien handelt es sich um fossil gefeuerte Kraftwerke in der in den USA derzeit üblichen Bauweise. Daneben steht als vierte Technologie ein Kernkraftwerk mit Leichtwasserreaktor, dessen Bauart und Daten ebenfalls dem derzeitigen Stand der Technik in den USA entsprechen. Bei den weiteren Technologien handelt es sich um sogenannte neue Technologien, die die regenerativen Energiequellen Wind und Sonne nutzen.

Tabelle 6 Zusammenstellung der in [28] betrachteten Technologien und charakteristischen Daten

Kurzbezeichnung	Technologie	Erzeugte Energie	Lebensdauer	Speicher	"Back-Up-System"
Kohle	Steinkohlenkraftwerk ohne Rauchgasentschwefelung	Strom	30 a	—	—
Öl	Ölkraftwerk ohne Rauchgasentschwefelung	Strom	30 a	—	—
Erdgas	Erdgaskraftwerk	Strom	30 a	—	—
Kernenergie	Kraftwerk mit Leichtwasserreaktor	Strom	30 a	—	—
Wind	Windenergiekraftwerk	Strom	20 a	ja	ja
Sonne – Raumheizung	Sonnenenergieanlage zur Raumheizung und Brauchwasserbereitung	niedertemp. Wärme	20 a	ja	nein
Sonne – Thermische Stromerzeugung	"Solar-tower"-Kraftwerk	Strom	30 a	ja	ja
Sonne – Photoelektrisch	Kraftwerk mit Solarzellen	Strom	30 a	ja	ja

Standort dieser Anlagen ist der Süden Kanadas, der etwa auf dem gleichen Breitengrad wie die Bundesrepublik Deutschland liegt. Da das Energieangebot des Windes und der Sonne tages- und jahreszeitlichen Schwankungen unterworfen ist, benötigen diese Technologien Speicher- und Back-Up-Systeme. Der Speicher dient zum Ausgleich des Energieangebotes im Stundenbereich, während das Back-Up-System die Energieversorgung über längere Zeiträume hinweg übernimmt.

Beim Bau und beim Betrieb der Energieversorgungsanlagen können die daran beteiligten Personen und auch Dritte Schaden erleiden. Der Schaden besteht darin, zu erkranken oder getötet zu werden. Das Risiko für Dritte ergibt sich im wesentlichen aus den Folgen der Emissionen der Energietechnologien und der Prozesse zur Herstellung der benötigten Bauteile, z. B. bei der Stahlerzeugung.

Die Risikobetrachtung schließt alle diese Stationen des Baus und des Betriebs ein; ausgehend von der Gewinnung der Rohstoffe, der Fertigung der Bauteile, der Anlagenmontage, den Betriebs- und Wartungsarbeiten, der Gewinnung und Bereitstellung des Brennstoffes bis hin zur Entsorgung der Kernkraftwerke. Die Produktions- und Unfallstatistiken weisen für fast jeden dieser Arbeitsschritte Erkrankungen und Todesopfer aus, so daß darüber das statistische Risiko einer Energieversorgungstechnologie bestimmt werden kann. Unsicherheiten bereiten dabei die Emissionen der fossil gefeuerten Kraftwerke, weil ihre gesundheitlichen Auswirkungen noch nicht ausreichend erfaßt sind.

Das Risiko der untersuchten Technologien wird in der Einheit „Ausgefallene Arbeitstage" ausgedrückt. Während die Erkrankungen statistisch so ausgewiesen sind, wurde die Anzahl der Todesopfer auf den gleichen Maßstab umgerechnet. Dazu wurden die Todesopfer mit 6000 ausgefallenen Arbeitstagen pro Todesfall bewertet, das entspricht der Arbeitszeit eines etwa 35jährigen bis zu seinem Ausscheiden aus dem Beruf. Die Ergebnisse der Inhaber-Studie wurden in einer ausführlichen Kritik [29] scharf angegriffen. Im Verlauf der Aus-

einandersetzung mit seinen Kritikern wurden von *Inhaber* einzelne Fehler korrigiert [30]; die Risikowerte der untersuchten Technologien änderten sich dabei bis um das Achtfache. Die grundsätzliche Aussage wurde dadurch jedoch nicht berührt. Die Risikowerte in Abbildung 5 entsprechen bereits dem überarbeiteten Stand vom Dezember 1979 [31]. Sie sind über die Lebensdauer einschließlich der Bauzeit der Anlagen summiert und auf die in diesem Zeitraum erzeugte Energie bezogen. Besonders hingewiesen sei auf die logarithmische Skalierung. Abbildung 5 weist Erdgaskraftwerke, dicht gefolgt von Kernkraftwerken als die Technologien mit den niedrigsten Risiken aus, während Kohle- und Ölkraftwerke ein bis zu 600mal höheres Risiko bewirken. Die Sonnen- und Windtechnologien haben alle ein hohes Risiko, in der Größenordnung fast vergleichbar dem von Kohle- und Ölkraftwerken. Dieses Ergebnis überrascht. Die Ursache dafür liegt

- im Materialeinsatz zum Bau der Anlagen, besonders aber
- im gewählten Back-Up-System.

Der spezifische Materialbedarf (t/kWh) ist im Vergleich zu Wärmekraftwerken wegen der kleinen Einheitsgrößen der Sonnen- und Windanlagen relativ groß (Abbildung 6). Das Risiko beim Bau der Anlagen wird aber durch die Menge des zu produzierenden und zu verarbeitenden Materials bestimmt.

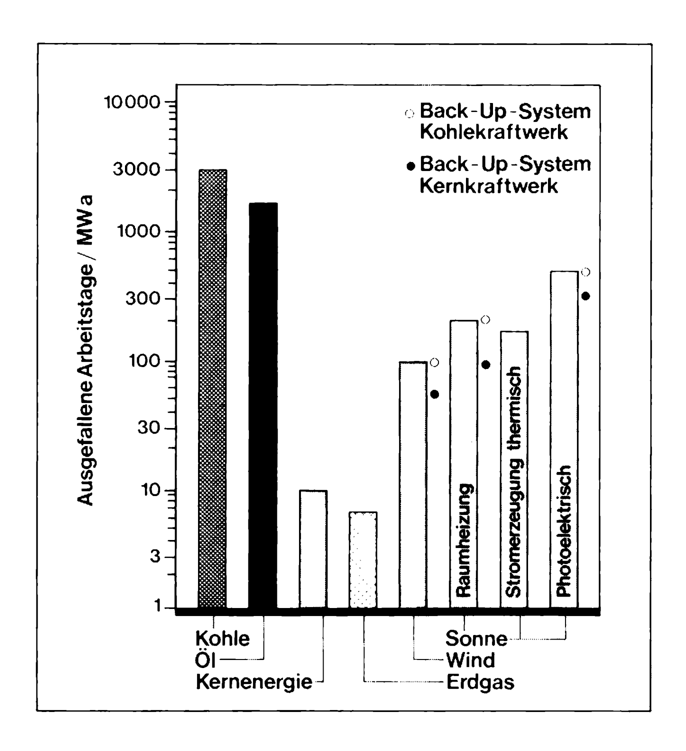


Abbildung 5 Risikowerte verschiedener Energieerzeugungstechniken nach [31]

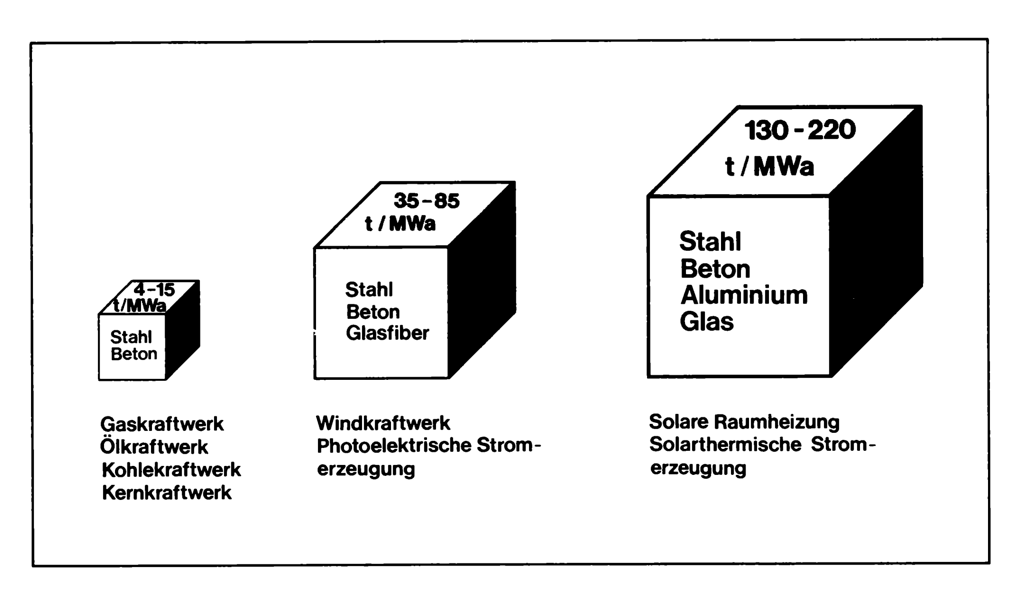


Abbildung 6 Materialaufwand für verschiedene Energieerzeugungstechnologien nach [31]

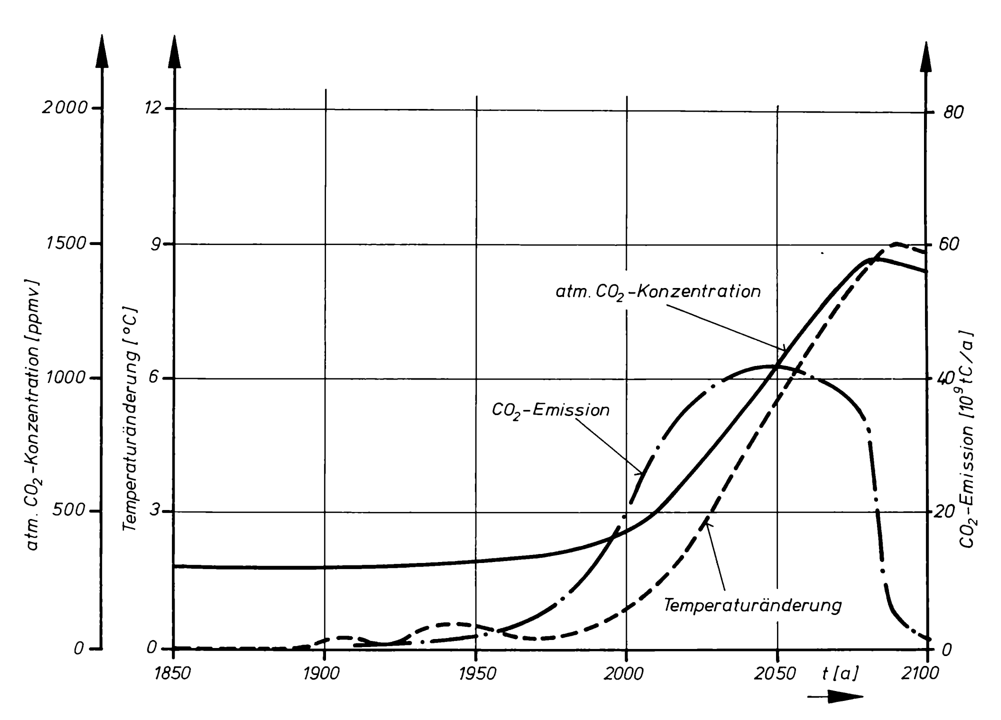


Abbildung 7 Mögliche klimatische Folgen einer Nutzung der Kohle in großem Umfang [32]

Einen erheblichen Einfluß auf die Ergebnisse hat außerdem das Back-Up-System. In der *Inhaber*-Studie wird als Back-Up-System ein Steinkohlekraftwerk eingesetzt, und dessen große Risikowerte sind weitgehend durch die Schadstoffemissionen beim Betrieb bestimmt. Da bei Sonnen- und Windkraftwerken das Back-Up-System relativ oft einspringen muß, gehen dessen Emissionen anteilmäßig mit in das Risiko der Sonnen- und Windkraftwerke in Abbildung 5 ein. Die Wahl des Back-Up-Systems hängt von der Stromerzeugungsstruktur des Landes ab. Kämen beispielsweise Gas- oder Kernkraftwerke als Back-Up-Systeme zum Einsatz, dann verringerte sich das Risiko

- der Windkraftwerke um etwa die Hälfte und
- der solarthermischen Stromerzeugung um etwa die Hälfte und
- der photoelektrischen Stromerzeugung um etwa ein Drittel.

Auch nach einer solchen Reduktion sind die Risiken durch Sonnen- und Windkraftwerke noch deutlich größer als die von Erdgas- und Kernkraftwerken (Abbildung 5).

Die erhebliche Abhängigkeit der Ergebnisse von den Annahmen wirft die Frage auf, inwieweit die Ergebnisse der *Inhaber*-Studie, die ja für nordamerikanische Verhältnisse gelten, auf europäische Gegebenheiten übertragbar sind. Gegen eine direkte Übertragbarkeit sprechen

- die unterschiedlichen Produktionsverhältnisse und die unterschiedlichen Unfallstatistiken sowie
- eine zum Teil abweichende Auslegung neuer Technologien wegen anderer Gegebenheiten (z. B. Klima) in Nordamerika.

Auf der anderen Seite zeigt die Untersuchung jedoch trotz möglicher Kritikpunkte am verwendeten Datenmaterial, an den getroffenen Annahmen und der gewählten Methodik, daß alle Technologien mit Risiken behaftet sind.

Ein exakter Vergleich der in der Bundesrepublik Deutschland eingesetzten bzw. geplanten Energieversorgungstechnologien existiert noch nicht.

14.5. Die Wärmebelastung der Atmosphäre

Bei Energieumwandlungsprozessen sind technische Verluste nicht zu vermeiden, vor allem aber ist aufgrund des zweiten Hauptsatzes der Thermodynamik die Umwandlung von Wärmeenergie in andere Energieformen grundsätzlich nur teilweise möglich. Letzten Endes wird auch jede Nutzenergie in Wärme umgesetzt.

Die Abwärme von Kraftwerken wird entweder direkt in Flüsse oder über Kühltürme in die Atmosphäre eingeleitet. Für die (wirtschaftlichere) Flußwasserkühlung gelten relativ enge Grenzen für die Wärmebelastung der Fließgewässer, die in der Bundesrepublik Deutschland weitgehend ausgeschöpft sind, so daß Wärmekraftwerke heute in der Regel mit Kühltürmen ausgestattet werden müssen. Deren Wirkung auf die Umwelt ist gering und allenfalls in nächster Umgebung gerade noch nachweisbar (vgl. Kapitel.13). Gesundheitsschäden aus dieser Ursache können ausgeschlossen werden.

Eine andere Frage ist die nach der längerfristigen Wirkung auf das Klima der Erde, insbesondere, wenn man an das Wachstum der Weltbevölkerung und den daraus resultierenden

wachsenden globalen Energiebedarf denkt. Gegenwärtig ist die von der Sonne auf die Erde eingestrahlte Energie etwa 10000 mal so groß wie der Energieverbrauch. Lokal wird jedoch von Großstädten pro km^2 schon ebenso viel Energie abgegeben, wie von der Sonne eingestrahlt wird; im Ruhrgebiet beträgt die anthropogene Energiefreisetzung ca. $^1/_{10}$ der Sonneneinstrahlung, und das führt bereits zu lokalen oder regionalen Änderungen.

Eine globale starke Zunahme des Energieverbrauchs könnte zu globalen Klimaänderungen mit unabsehbaren Folgen führen. Die mittleren Temperaturen in Mitteleuropa sind heute nur etwa 5 °C höher als während der letzten großen Eiszeit. Man schätzt, daß bei einer globalen anthropogenen Energiefreisetzung bis zu 1% der Sonneneinstrahlung noch keine klimatischen Effekte auftreten. Das wäre 100 mal so viel, wie die Menschheit gegenwärtig verbraucht. Falls der weltweite Energieverbrauch weiter wie bisher mit Verdopplungszeiten von 14 Jahren wächst, würde diese Grenze in 100 Jahren erreicht.

Im gleichen Sinne einer Temperaturerhöhung wirkt das bei der Verbrennung fossiler Stoffe entstehende und freigesetzte Kohlendioxid (CO_2). Es läßt die kurzwellige Lichtstrahlung der Sonne zur Erde durch, behindert aber die langwellige Wärmeabstrahlung der Erde. Die CO_2-Konzentration der Atmosphäre ist in den letzten hundert Jahren um 10% angestiegen. Dazu trug außer der Nutzung fossiler Brennstoffe auch die Rodung tropischer Urwälder bei. Die gegenwärtige CO_2-Konzentration von ca. 330 ppm steigt jährlich um etwa 1 ppm[2]) an.

Die genaue Auswirkung des Treibhauseffektes, d. h. der Erwärmung der irdischen Atmosphäre durch Anstieg der CO_2-Konzentration, ist nicht bekannt. Bei einer zukünftig weitgehend auf fossile Brennstoffe (d. h. Kohle) gestützten globalen Energiewirtschaft ist eine Entwicklung, wie sie in Abbildung 7 dargestellt ist, zur Zeit nicht auszuschließen. Die verstärkte CO_2-Emission könnte bis zum Jahre 2030 zu einer globalen Temperaturerhöhung von 3 °C und gegen Ende des nächsten Jahrhunderts sogar von 9 °C führen mit verheerenden Folgen für die Welternährungssituation.

Der Wärmehaushalt der Erde könnte also eher durch die ausgedehnte Nutzung von Kohle als durch anthropogene Freisetzung von Wärmeenergie beeinflußt werden.

14.6. Zusammenfassung

Für Entscheidungen, welche Primärenergieträger und Technologien für die Energieerzeugung eingesetzt werden sollen, ist deren Umweltbelastung oder Risiko ein wichtiges Kriterium; es wird aber nicht das einzige sein können. Rohstoffvorräte, technischer Entwicklungsstand, Wirtschaftlichkeit und – wie die z. T. erregte Diskussion um die Kernenergie zeigt – soziale und politische Nebenwirkungen müssen ebenfalls berücksichtigt werden.

Die Beurteilung von Umweltbelastungen, die beim Menschen Gesundheitsschäden hervorrufen, ist nicht ganz einfach, weil die Kenntnisse über die gesundheitsschädlichen Auswirkungen der verschiedenen Schadstoffe teilweise mangelhaft sind. Am besten bekannt sind die Wirkungen ionisierender Strahlung, während die Wirkungen der chemischen Schadstoffe aus fossiler Verbrennung bisher weniger erforscht sind. Auch bei Berücksichtigung dieser Unsicherheiten läßt sich jedoch feststellen, daß – zumindest bei gegenwärti-

---

[2]) ppm = ein Teil auf eine Million (part per million)

gen modernen Feuerungsanlagen – Kohle und Öl recht große Belastungen hervorrufen, während Gas und Kernenergie sehr gut abschneiden; Sonnen- und Windenergie rufen wegen ihres großen Materialbedarfs eine mittlere Umweltbelastung hervor. Betrachtet man die einzelnen Verbrauchssektoren, so stellt man fest, daß Haushalte und Kleinverbraucher sowie der Verkehr einen mindestens ebenso großen Anteil zur Umweltbelastung liefern wie die großen Emittenten Industrie und Kraftwerke.

Gemessen am Kriterium „Beeinflussung des Klimas" sind am besten die regenerativen Energiequellen Sonne und Wind, die Kernenergie ist mittelmäßig, während die fossilen Energieträger wegen der CO_2-Emission sich am stärksten auswirken.

Es gibt keine Patentlösungen; alle Technologien und Primärenergieträger haben Vor- und Nachteile. Wichtig ist eine möglichst günstige Kombination, um Versorgungssicherheit, Umweltfreundlichkeit und Wirtschaftlichkeit so gut wie möglich herzustellen.

Literatur

[1] *Oberbacher, B., Günther, R., Hartwig, S.:* Untersuchungen über technische, organisatorische und gesellschaftliche Voraussetzungen für Risikostrategien im Bereich technologischer Entwicklungen. Zwischenbericht 300/1. Umweltbelastung durch die Stromerzeugung auf Basis Kohle, Heizöl und Kernenergie. Batelle-Institut e.V., Frankfurt 1976

[2] *Dolinski, U., Ziesing, H.-J.:* Sicherheits-, Preis- und Umweltaspekte der Energieversorgung. Hrsg. Deutsches Institut für Wirtschaftsforschung. Duncker & Humblot, Berlin 1976

[3] Jahresbericht 1977 der Landesanstalt für Wasser und Abfall Nordrhein-Westfalen, Düsseldorf 1978

[4] *Brimblecombe, P.:* ... von den spitzen Ecken der Atome. Umwelt, 1979, Nr. 1, S. 38–41

[5] *Goldsmith, J. R., Friberg, L. T.:* Effects of Air Pollution on Human Health. In: Air Pollution, third edition, ed. Stern, A. C., Vol. II, p. 457–610. New York, Academic Press 1977

[6] *Ulmer, W. T.:* Wirkung von SO_2 in der Atemluft. In: Kraftwerk und Umwelt 1977, S. 43–50. VGB-Dampftechnik GmbH, Verlag technisch-wissenschaftlicher Schriften. Essen 1977

[7] *Rentz, O., Hempelmann, R., Huber, W.:* Verfahren zur Abscheidung von Stickoxiden sowie zur Simultanabscheidung von Stickoxiden und Schwefeldioxid aus den Abgasen industrieller Feuerungsanlagen. Forschungsbericht. Projektgruppe Techno-Ökonomie und Umweltschutz, Universität (TH) Karlsruhe 1978

[8] *Goldschmidt, K.:* Zusammenfassung der Ergebnisse mit bisher in der Bundesrepublik Deutschland betriebenen Rauchgas-Entschwefelungsanlagen. In: Kraftwerk und Umwelt 1977, S. 76–82. VGB-Dampftechnik GmbH, Verlag technisch-wissenschaftlicher Schriften. Essen 1977

[9] *Schlipköter, H.-W.:* Bewertung der Grenzwerte von Immissionen aus medizinischer Sicht. Kongreß "Energie und Umwelt" 1977 in Düsseldorf. Kongreßbericht S. 100–105. Vulkan Verlag, Essen 1977

[10] Stickstoffdioxid potenziert SO_2-Schäden. Naturwissenschaftliche Rundschau, Bd. 31 (1978), S. 25

[11] *Kolb, W.:* Die Emission radioaktiver Stoffe mit der Abluft aus Kern- und Steinkohlekraftwerken – ein Vergleich der Strahlenbelastung. Bericht PTB-Ra-8. Physikalisch-Technische Bundesanstalt, Braunschweig 1978

[12] *Kolb, W.:* Radioaktive Emissionen durch den Betrieb von Kraftwerken. Fachtagung "Radioökologie", Bonn, 2. und 3.10.1979. Deutsches Atomforum, Bonn 1979

[13] Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung. Jahresbericht 1976. Bundesministerium des Innern, Bonn. Ebenso frühere Ausgaben des jährlich erscheinenden Berichts

[14] *Bonka, H., et al.:* Zukünftige radioaktive Umweltbelastung in der Bundesrepublik Deutschland durch Radionuklide aus kerntechnischen Anlagen im Normalbetrieb. Bericht Jül-1220, Kernforschungsanlage Jülich 1975

[15] *Bräutigam, K.-R., Halbritter, G.:* Radiological Impact from Model Coal-Fired Power Plants and from Nuclear Systems. European Nuclear Conference 1979. Vol. 31 of the American Nuclear Society Transactions. La Grange Park, Illinois, 1979

[16] Umwelt und Energie. Umweltbrief Nr. 9. Bundesministerium des Innern. Bonn 1974

[17] *Herrmann, K.:* Immissionsminderungsmaßnahmen und ihre Effektivität. Umwelt, 1979, Nr. 2, S. 118–121

[18] Autos sind immer noch die stärksten innerstädtischen Luftverschmutzer. Kurzinformation 11/1979. Umweltbundesamt, Berlin

[19] *Müller, A.:* Umweltbeeinflussung durch Kraftwerke. Vortrag beim Journalisten-Seminar am 5.7.1977 im GKSS-Forschungszentrum. Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schiffahrt GmbH. Geesthacht 1977

[20] *Schikarski, W.:* Konventionelle und nukleare Energiewandlung – Auswirkungen auf die Umwelt. Atomwirtschaft, Bd. 23, Heft 12 (1978), S. 524–532

[21] *Lave, L.B.:* Health Effects of Electricity Generation from Coal, Oil and Nuclear Fuel. In: Energy and the Environment, a Risk-Benefit Approach. Hrsg. Ashley, H., Rudman, R.L., Whipple, C. Pergamon Press, New York 1976

[22] *Comar, C.L., Sagan, L.A.:* Health Effects of Energy Production and Conversion. American Review of Energy. 1976, S. 581–600

[23] *Sauermann, P.F.:* Fossile und nukleare Stromerzeugung – Vergleich der Umweltbelastung durch Ableitung von Schadstoffen mit der Abluft. Interner Bericht. Kernforschungsanlage Jülich, 1979

[24] *Hamilton, L.D., Manne, A.S.:* Health and ecconomic costs of alternative energy sources. In: Nuclear Power and its Fuel Cycle, Proceedings of an International Conference, Salzburg 2–13 May 1977. Vol. 7, S. 73–93. IAEA, Wien 1977

[25] Nuclear Power. Issues and Choices. Hrs. Keeny, S.M. et al. Ballinger Publishing Company, Cambridge, Mass. 1977. Deutsche Ausgabe: Das Veto. Der Atombericht der Ford-Foundation. Frankfurt am Main. Umschau Verlag 1977

[26] (Nureg 75/014). Reactor Safety Study, An Assessment of Accident Risks in US Commercial Power Plants. Report WASH-1400. U.S. Nuclear Regulatory Commission 1975

[27] *Oberbacher, B., Hartwig, S., Hintz, R.:* Untersuchungen über die technischen, organisatorischen und gesellschaftlichen Voraussetzungen für Risikostrategien im Bereich technologischer Entwicklung. Zwischenbericht 200/1: Vergleich der Gesundheitsgefährdung bei verschiedenen Technologien der Stromerzeugung und erster Versuch der Einordnung des Risikos der Kernenergie. Batelle Institut e.V., Frankfurt am Main 1976

[28] *Inhaber, H.:* Risk of Energy Production. Atomic Energy Control Board, Ottawa, Ontario, 1978
[29] *Holdren, J.P., et al.:* Risk of Renewable Energy Sources. A Critique of the Inhaber-Report. Energy and Resources Group. University of California Berkeley. Juni 1979
[30] *Inhaber, H.:* Nuclear News, Vol. 22, Mai 1979, S. 26–28
[31] *Inhaber, H.:* Risiken der konventionellen und nichtkonventionellen Energiequellen. Vortrag anläßlich der „Energiekonferenz 1979" der Landesregierung Baden-Württemberg. Stuttgart, 5.12.1979
[32] *Niehaus, F.:* Langzeitaspekte der Umweltbelastung durch Energieerzeugung: CO_2 und H^3. Bericht Jül-1165. Kernforschungsanlage Jülich 1975

15. Nutzungsmöglichkeiten regenerativer Energiequellen in der Bundesrepublik Deutschland

M. Meliß
Programmgruppe Systemforschung und Technologische Entwicklung der Kernforschungsanlage Jülich GmbH,
Programmleitung Sonnenenergie

15.1. Einleitung

Neben den fossilen und nuklearen Energieträgern Kohle, Öl, Gas, Uran und Thorium stehen für die Energieversorgung der Welt sog. „regenerative", d. h. erneuerbare Energieströme zur Verfügung. Der Begriff der Unerschöpflichkeit gilt zwar nicht im streng physikalischen Sinn, wohl aber gemessen an menschlichen Zeitmaßstäben. Diese anthropogen nutzbaren Energieströme entspringen drei grundsätzlich unterschiedlichen Primärquellen: dem Isotopenzerfall im Erdinnern, der Planetenbewegung und der thermonuklearen Umwandlung in der Sonne. Versuche, diese Quellen zu erschließen, gibt es seit Menschengedenken, aber nur eine der Quellen trägt heute in nennenswertem Umfang zur Energiebedarfsdeckung der Welt bei: die Laufwasserenergie. Andere besitzen ausschließlich regionale Bedeutung (geothermische Energie, Gezeitenenergie) oder haben ihre frühere Bedeutung wieder eingebüßt (Windenergie, biochemische Energie in Form von Holz).

Die in jüngster Zeit aufgelebten Diskussionen um die Begrenztheit fossiler und nuklearer Energievorräte und der Umweltauswirkungen der zu ihrer Nutzung erforderlichen Technologien haben das Interesse an den unerschöpflichen Energiequellen wieder verstärkt. Für die Bundesrepublik Deutschland eröffnet die weltweite Nutzung regenerativer Energiequellen dreierlei Möglichkeiten:

1. Energiebereitstellung im eigenen Land,
2. Energieimport aus der EG und Drittländern und
3. Technologieexport.

Im folgenden wird die Bedeutung regenerativer Energiequellen für die zukünftige Energieversorgung unseres Landes diskutiert.

15.2. Überblick über die der Menschheit zugänglichen Energieströme

Abbildung 1 zeigt die nutzbaren regenerativen Energieströme und die sie hauptsächlich bestimmenden Primärquellen. Eine eindeutige Zuordnung ist jedoch nicht immer möglich, da die dem Menschen zugänglichen Energieströme u. U. aus mehreren primären Quellen ge-

speist werden. Dies mag das Beispiel der geothermischen Energie verdeutlichen, die teils aus dem durch Temperaturdifferenzen im Erdinnern hervorgerufenen Energiestrom, teils aus der Energieeinstrahlung von der Sonne auf die Erdoberfläche resultiert.

Wie ein Blick auf das Energieflußbild der Erde (Abbildung 2) zeigt, ist von den genannten primären Quellen die Strahlung aus dem Weltall, die nahezu vollständig aus solarer Strahlung besteht, die weitaus größte: Ihr Energiestrom beträgt $1{,}9 \cdot 10^{14}$ (bzw. 190 Billionen) t SKE/a[1]) und überwiegt damit die geothermische Energie fast um den Faktor Zehntausend, die aus der Planetenbewegung resultierende Gezeitenenergie sogar fast um den Faktor Hunderttausend.

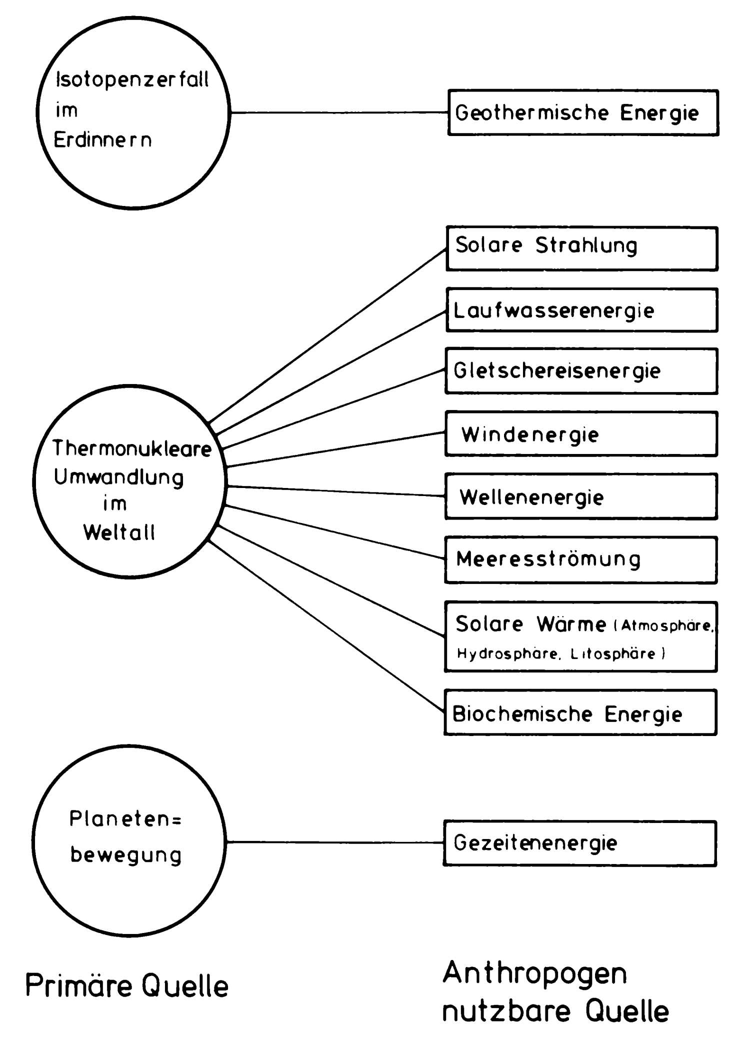


Abbildung 1 Regenerative Energiequellen

[1]) 1 t SKE entspricht dem Energieinhalt von 1 t Steinkohle

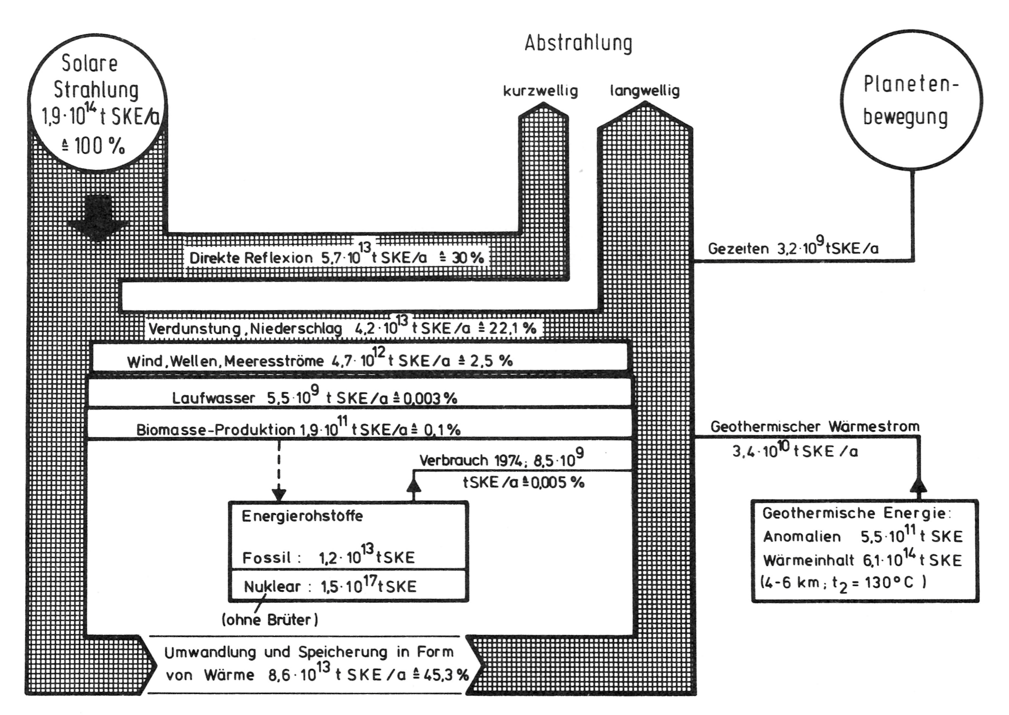


Abbildung 2 Energieflußbild der Erde

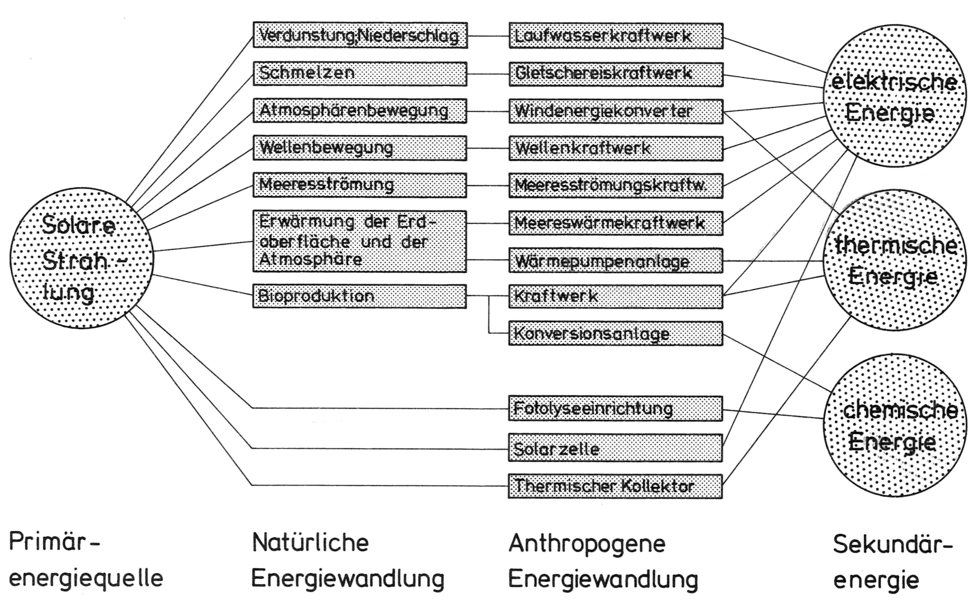


Abbildung 3 Nutzungsmöglichkeiten der Sonnenenergie

Der solare Energiestrom kann auf der Erde entweder direkt oder über einen natürlichen Energiewandlungsprozeß indirekt genutzt werden (Abbildung 3) und wäre theoretisch in der Lage, alle Formen der heute zur Energieversorgung benötigten Sekundärenergieträger in ausreichendem Maße bereitzustellen. Für einen Einsatz in der Bundesrepublik Deutschland scheiden von den in Abbildung 3 gezeigten Energiewandlungsmöglichkeiten jedoch einige aus: Gletschereiskraftwerke, Meeresströmungskraftwerke und Meereswärmekraftwerke sind hier nicht einsetzbar. Die Installation von Meereswellenkraftwerken wäre zwar prinzipiell möglich, könnte jedoch auf der gesamten Küstenlänge des Landes von etwa 250 km nur ein theoretisches Leistungspotential von 3,6 GW[2]) bereitstellen [1]. Angesichts der mehr als 80 GW derzeit installierter Kraftwerksleistung in der Bundesrepublik Deutschland und den mit der Meereswellennutzung verbundenen Umwelteinflüssen – darüber hinaus auch der noch bestehenden Energiespeicherungs- und -transportprobleme – ist ein nennenswerter Beitrag zur Energieversorgung aus dieser Energiequelle nicht zu erwarten.

Das gleiche gilt auch für die Nutzung der Bioproduktion, sei es über Verbrennungsprozesse, sei es über Umwandlungsprozesse zur Erzeugung von Biogasen. Derartige Energiewandlungen werden auch in Zukunft in industrialisierten Ländern lediglich dort eingesetzt werden, wo es ein anderes Zivilisationsproblem zu lösen gilt: das der Müll- und Abfallbeseitigung. In Anbetracht der etwa 1 Mrd. t SKE [2], die weltweit, insbesondere in den sog. Entwicklungsländern, in Form von Holz, Dung und landwirtschaftlichen Abfällen jährlich verbraucht werden, kommt dieser Form der Energiewandlung jedoch zukünftig außerhalb unseres Landes eine höhere Bedeutung zu.

Die Entwicklung der Wasserkraftnutzung in der Bundesrepublik Deutschland zeigt, daß auch von diesem Energiestrom zukünftig kein größerer Beitrag mehr erwartet werden kann: Im Jahr 1985 wird das gesamte wirtschaftliche Potential in Höhe von etwa 21 TWh/a[3]) voll ausgebaut sein. Selbst bei weiterem Ausbau bis zur Grenze des technisch Machbaren (ca. 23 TWh/a) bleibt der relative Beitrag der Wasserkraftnutzung am Gesamtenergieaufkommen klein. Auch hier eröffnen allerdings die weltweiten wirtschaftlichen Nutzungsmöglichkeiten (ca. 10000 TWh/a), die nur zu 13% ausgebaut sind, erhebliche Technologieexportmöglichkeiten für die Bundesrepublik Deutschland.

Von den indirekten Nutzungsmöglichkeiten der Sonnenenergie kommen also nur Windenergiekonverter und Wärmepumpen für einen Einsatz in der Bundesrepublik Deutschland in Betracht.

Direkt nutzbar erscheint dieser Energiestrom derzeit sogar nur mit Hilfe einer einzigen Technologie: der der Niedertemperaturkollektoren.

Technologien zur Bereitstellung von Hochtemperaturwärme erfordern nämlich die Konzentration der Sonnenstrahlung durch Spiegel oder Linsen. Sie können daher nur die direkte Komponente der Strahlung nutzen, die in unserem Lande jedoch im Mittel nur etwa 1/3 der Gesamtstrahlung ausmacht. Die Dauer von etwa 1600 Stunden Sonnenschein pro Jahr stellt eine so niedrige Verfügbarkeit für einen Kraftwerksbetrieb dar, daß schon eine technische Realisierung kaum möglich erscheint, eine wirtschaftliche nicht erreichbar ist.

Die künstliche Zerlegung von Wasser durch Sonnenstrahlung befindet sich noch im Stadium der Grundlagenforschung, so daß aus dieser Technologie bis zum Ende des Jahrhunderts kein Beitrag zur Energieversorgung erwartet werden kann.

---

[2]) 1 GW = 1 000 00 kW, 1 MW = 1000 kW

[3]) 1 TWh = 1 000 000 000 kWh = 1000 GWh

Die für Weltraumanwendungen bereits relativ weit entwickelte Solarzellentechnologie ist derzeit noch um wenigstens eine Größenordnung zu teuer, als daß sie in nennenswertem Umfang zur Energieversorgung beitragen könnte. Die weltweit und auch in unserem Lande außerordentlich intensiven Forschungs- und Entwicklungsanstrengungen auf diesem Gebiet lassen jedoch für die langfristige Zukunft einen vorsichtigen Optimismus bezüglich der technischen Machbarkeit – speziell der Wandler auf Basis der klassischen Silizium-Solarzelle – angebracht erscheinen [3].

Die in erster Linie aus der Planetenbewegung resultierende Gezeitenenergie ist für die Bundesrepublik Deutschland wegen der geringen zur Verfügung stehenden Tidenhöhen (im Mittel 2,70 m) nicht nutzbar. Weltweit bestehen zwar Installationsmöglichkeiten für Gezeitenkraftwerke in der Größenordnung von 200 GW_e; die Verbraucherferne der Standorte, Speicher- und Transportprobleme sowie die möglichen negativen Umweltauswirkungen von Gezeitenkraftwerken (Versandung, Behinderung der Schiffahrt, Meeresbiologie usw.) lassen einen verstärkten Einsatz jedoch nicht erwarten.

Der geothermische Energiestrom, der aus der Temperaturdifferenz zwischen Erdinnerem und Erdoberfläche resultiert, liegt im Promillebereich dessen, was an solarer Strahlung im Jahresmittel die Bundesrepublik Deutschland erreicht (63 kW/km^2 verglichen mit 120 MW/km^2). Ein größeres Potential an „Erdenergie" stellt der Wärmeinhalt der äußeren Lithosphäre dar: die Abkühlung der Gesteinsschicht zwischen 4 km und 6 km Tiefe auf 130 °C würde einem Energieäquivalent von 1000 Mrd. t SKE allein in der Bundesrepublik Deutschland entsprechen! Eine Technologie, um diese heißen, in der Regel jedoch trockenen Gesteinsmassen energetisch zu nutzen, wird z. Z. in den USA entwickelt (Hot-Dry-Rock-Technologie). Eine Anwendung dieser Technologie zur Erzeugung von elektrischer Energie dürfte in unserem Lande jedoch aus Wirtschaftlichkeitsgründen nicht möglich sein. Die mit öffentlichen Mitteln geförderten Forschungsbohrungen und Prospektionsvorhaben haben gezeigt [4], daß die Bundesrepublik eine Region ohne starke geothermische Anomalien ist. Lediglich in Oberrheintalgraben und bei Urach/Württemberg weist unser Land geothermische Vorkommen auf, die eventuell zu Heizwärmezwecken genutzt werden könnten.

Weltweit dürfte die derzeit installierte Kraftwerkskapazität von etwa 1350 MW in den bekannten Anomalienregionen (USA, Mexiko, Italien, Neuseeland usw.) weiter ausgebaut werden. Auch die nicht-elektrische Nutzung von heute, etwa 5500 MW, ist im Verhältnis zum Potential dieser Energiequelle verschwindend gering, wird jedoch ebenfalls weiter ausgebaut werden. Restriktionen ergeben sich dabei jedoch aus den relativ kleinen nutzbaren Temperaturdifferenzen, die neben den Umweltbelastungen geothermischer Fluide durch feste, flüssige und gasförmige Beimengungen auch erhebliche Abwärmebelastungen der Umgebung hervorrufen.

15.3. Potentiale der in der Bundesrepublik Deutschland nutzbaren Energieströme

Läßt man einmal alle Wirtschaftlichkeitsüberlegungen außer acht, so bleiben – technisch gesehen – zur Nutzung der in Abbildung 1 gezeigten Energieströme innerhalb der Bundesrepublik Deutschland die folgenden Technologien einsetzbar:

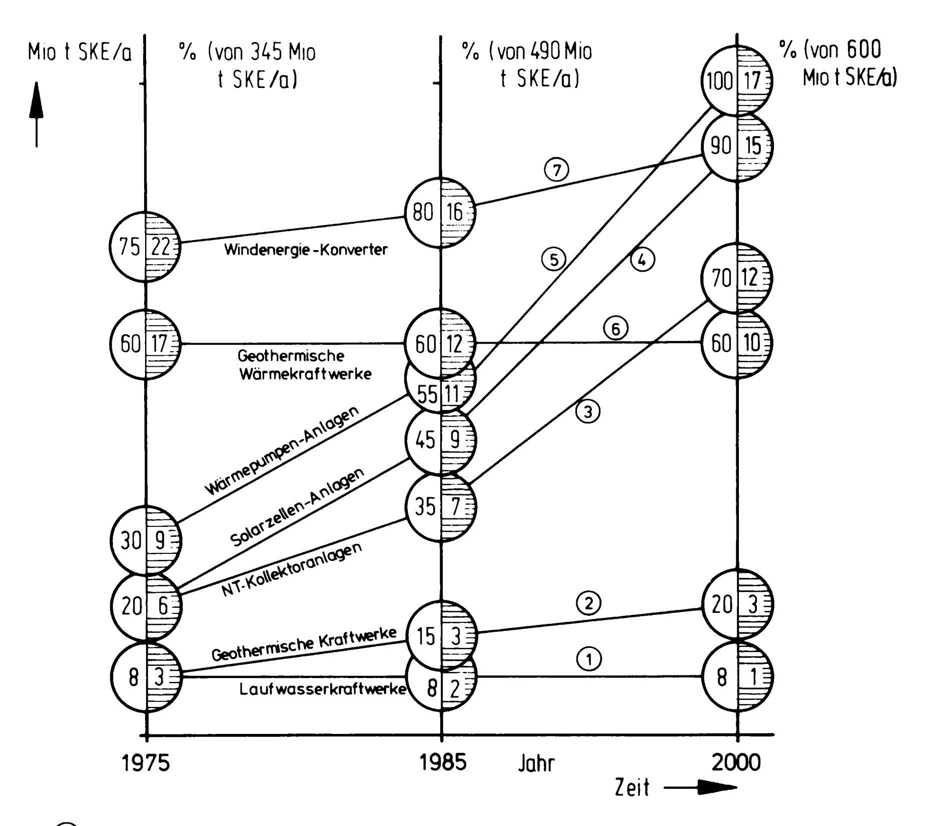
1. Laufwasserkraftwerke,
2. Geothermische Kraft- und Heizwerke,
3. Niedertemperatur(NT)-Kollektoren,
4. Solarzellen,
5. Wärmepumpen,
6. Windenergiekonventer.

Abbildung 4 zeigt die technisch möglichen Substitutionspotentiale an Primärenergie, die der Einsatz dieser Technologien maximal erbringen könnte: Der Beitrag der *Laufwasserkraftwerke* läßt sich wegen Erschöpfung der Ausbaumöglichkeiten praktisch nicht weiter erhöhen. Der relative Beitrag der Wasserkraft wird daher von derzeit 3% auf etwa 1% im Jahre 2000 abnehmen, wenn die der Abbildung zugrundeliegenden Steigerungsraten des Energiebedarfs eintreten. Aus jetziger Sicht der Energiewirtschaft wird allerdings das Wirtschaftswachstum von 4%/a bis 1985 und 3%/a bis 2000, das diesen Primärenergiebedarf nach sich ziehen würde, vermutlich geringer ausfallen, so daß sich eine entsprechend geringere Energienachfrage ergäbe. Die qualitativen Aussagen über die Nutzung des Energiestroms Laufwasser wie auch der übrigen Energiequellen werden davon allerdings nicht berührt.

Geothermische Kraftwerke könnten den in Abbildung 4 gezeigten Substitutionsbeitrag nur leisten, wenn neben der Anomalie des Oberrheingrabens (ca. 97 TWh/a) noch weitere vier gleich gute geothermische Anomalien gefunden würden und für den gesamten genannten Zeitraum ohne Leistungsminderung ausgebeutet werden könnten, wobei eine Steigerung des Gesamtwirkungsgrades von heute 5 auf 10% im Jahre 2000 angenommen wurde. Diese Annahmen stellen mit Sicherheit die absolute Obergrenze geothermischer Stromerzeugung dar. Angesichts der außerordentlich hohen Erschließungskosten erscheint diese Nutzung geothermischer Energie in dem überschaubaren Zeithorizont allerdings überhaupt nicht durchführbar. Eher wäre ein Beitrag zur Wärmebereitstellung zu erwarten, der sich aufgrund der Transportrestriktionen jedoch auf enge Regionen um die Anomalien beschränken müßte. Rein rechnerisch könnten die genannten 5 ausgezeichneten Anomalien dann (bei einem Wirkungsrad von 80%) etwa 60 Mio. t SKE/a substituieren.

Abbildung 4 zeigt auch die technisch maximal realisierbaren Einsparungen an fossilen Energieträgern bei der Anwendung von NT-Kollektoranlagen: Würde man alle Wohnungen in Ein- und Zweifamilienhäusern außerhalb von Ballungsgebieten (Gemeinden mit mehr als 50000 Einwohnern), die für den Einsatz von *Niedertemperaturkollektoren* am ehesten geeignet erscheinen, mit derartigen solaren Heizungs- und Warmwasserbereitungsanlagen ausrüsten und darüber hinaus ebenso viele Anlagen im Bereich der Niedertemperatur-Prozeßwärme für Industrie und Kleinverbraucher installieren, hätten 1975 maximal 20 Mio. t SKE an fossilen Energieträgern substituiert werden können. Bei einem durchschnittlichen Systemwirkungsgrad von 20% wären dazu jedoch 400 Mio. Quadratmeter Kollektorfläche erforderlich. Bei einem jährlichen Zubau von ca. 140000 Wohneinheiten und gleichzeitiger Steigerung des Gesamtwirkungsgrades auf 25% würde sich dieses Potential bis zum Jahre 2000 auf 70 Mio. t SKE/a erhöhen lassen, dann jedoch eine Kollektorfläche von 1,1 Mrd. m^2 erfordern. Dies entspricht 4,5‰ der Gesamtfläche unseres Landes und 10% der heute bebauten Fläche!

Trotz niedriger Systemwirkungsgrade von *Solarzellenanlagen* (1978: ca. 9%, Erwartungswerte 1985: 11%, 2000: 13,5%) wäre das Substitutionspotential dieser Technologie für die gleichen Ausbaubedingungen erheblich höher, da die exergetisch wertvollere Energieform Elektrizität bereitgestellt wird.



(1) Laufwasserkraftwerke, Stromerzeugung

(2) Geothermische Kraftwerke, Stromerzeugung

(3) NT-Kollektor-Anlage, dezentraler Einsatz außerhalb von Ballungsgebieten, $\eta = 20-25$ %, Brauchwassererwärmung und Hausheizung

(4) Solarzellen-Anlagen, dezentraler Einsatz, $\eta = 9-13{,}5$ %, Stromerzeugung

(5) Wärmepumpen-Anlage bei gleichem Einsatz wie (3), Brauchwassererwärmung und Hausheizung

(6) Geothermische Heizwerke, Wärmebereitstellung

(7) WEK-Systeme, zentraler Einsatz, $\eta = 32-38$ %, Stromerzeugung

Abbildung 4 Technische Substitutionspotentiale (Stand 1977)

Würden für den gleichen Anwendungszweck (Niedertemperatur-Heizwärme) statt dessen *Wärmepumpen* installiert, ergäbe sich im Jahre 2000 ein technisches Substitutionspotential von 100 Mio. t SKE/a. Auch dies stellt sicherlich eine nicht zu erreichende Maximalgrenze dar; der Anteil, der davon tatsächlich installiert werden wird, dürfte jedoch erheblich höher sein als bei allen anderen angesprochenen Technologien. Dies hat zwei Gründe: zum einen ist diese Technologie – zumindest in Form der elektrisch betriebenen Kompressions-

wärmepumpe – bereits sehr weit entwickelt, zum anderen ist sie nicht ausschließlich auf die dezentrale Energiebereitstellung beschränkt.

Das in Abbildung 4 dargestellte Potential der Windenergie schließlich würde nur bereitgestellt werden können, wenn auf sämtlichen in der Bundesrepublik Deutschland verfügbaren Landflächen, die eine mittlere Jahreswindgeschwindigkeit von mehr als 4,5 m/s aufweisen, *Windenergiekonvektor* (WEK) der Leistungsklasse 1 bis 3 MW installiert würden. Bei einer Flächenbelegungsdichte von einer Anlage pro km² wären dazu auf 12% der Landfläche 30000 Einzelanlagen mit einem Systemwirkungsgrad von 32% erforderlich. Tatsächlich würden bei großtechnischer Nutzung der Windenergie jedoch enger gestaffelte Verbundanlagen in besonders windgünstigen Regionen erstellt, die dann einen erheblich geringeren Landbedarf aufwiesen. Der Flächenbedarf ist jedoch nicht die Restriktion, die den tatsächlichen Einsatz von WEK beschränkt; dies sind vielmehr die mangelnde Betriebserfahrung mit Anlagen dieser Größenklasse, technische Probleme der Energiespeicherung und der Verbundschaltung und die noch offene Frage der Wirtschaftlichkeit.

Zusammenfassend läßt sich feststellen, daß bis zum Ende des Jahrhunderts von den in Abbildung 4 aufgeführten Technologien nur

- Windenergiekonventer,
- Wärmepumpen und
- NT-Kollektoranlagen

einen Beitrag zur Energieversorgung unseres Landes erwarten lassen. Keine dieser Technologien stellt jedoch eine „Alternative" im strengen Sinne des Wortes zu den derzeit eingesetzten Energieversorgungstechnologien dar. Ihr Einsatz kann aber zu Einsparungen an fossilen Energieträgern und damit zu einer Entlastung der importbestimmten Energiebilanz der Bundesrepublik Deutschland führen.

15.4. Technik und Wirtschaftlichkeit ausgewählter Nutzungsmöglichkeiten regenerativer Energieströme

15.4.1. Windenergiekonverter (WEK)

Die Anstrengungen, die Energie des Windes zu nutzen, sind so alt wie die Menschheit selbst. Während in früheren Zeiten das Ziel der Fortbewegung (Segelschiffe usw.) und des Ersatzes menschlicher und tierischer Arbeitskraft (Wasserpumpen, Mahlstein-Antriebe usw.) im Vordergrund standen, konzentrieren sich heute Vorhaben in industrialisierten Ländern auf die Wandlung in elektrische Energie.

Die physikalischen Gegebenheiten freifahrender Windturbinen sind erstmals von *Betz* (1923), später von *Glaubert* (1926) beschrieben worden. Der theoretisch maximale – von *Betz* „Leistungsbeiwert" genannte – Nutzungsgrad bei drall- und reibungsfreier Energieumsetzung liegt bei 59,26%. Die während der Energieumwandlung auftretenden Verluste – bedingt durch endliche Blattzahl, Drall und Reibung – drücken diesen Wert auf etwa 46 bis 50% [1].

Wird eine solche Anlage mit konstanter Drehzahl gefahren – das heißt mit konstanter Netzfrequenz des Generators – so bedingen die auftretenden Anpassungsverluste sowie die in Getriebe, Lagerung, Generator usw. entstehenden Einbußen im Mittel über alle Betriebszustände eine maximale Energienutzung von höchstens 28 bis 32%.

Nur zwei Typen von Windturbinen erscheinen heute für einen wirtschaftlichen Energieentzug aus dem Wind geeignet: einerseits die sehr genau untersuchten und in vielen Exemplaren erprobten Horizontalachsen-Maschinen, andererseits die erst seit jüngster Zeit in Versuchserprobung stehenden Vertikalachsen-Maschinen nach dem Darrieus-Prinzip. Bei den Darrieus-Anlagen sind noch eine Reihe technischer Probleme zu lösen, wobei das des Anlaufens der Maschine im Vordergrund steht.

Die technische Entwicklung der Windturbinen hat zu den aus vielen Gründen optimalen Horizontalachsen-WEK mit einfachem Rotor und zwei bis drei Rotorblättern geführt (Abbildung 5). Andere Lösungen, auch gegenläufige Doppelrotor-Anlagen, sind aus technischen wie aus wirtschaftlichen Überlegungen ungünstiger. Die Energieertragsberechnungen zur Beurteilung der technisch möglichen Windenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland wurden auf den an der 100-kW-Anlage Stötten 1959 bis 1968 simultan gemessenen Zusammenhängen zwischen Kurzzeit-Mittelwerten von Windgeschwindigkeit und Leistung aufgebaut. Diese Anlage ist in Abbildung 5 links dargestellt.

Der rechte Teil der Abbildung zeigt den Prototyp einer leistungsmäßig gleich großen Anlage, den die NASA im September 1975 in den USA in Betrieb nahm [5]. In der Bundesrepublik Deutschland wurde Ende 1976 ein Projekt zur Entwicklung, Herstellung und Erprobung einer 200-kW-Prototypanlage in Angriff genommen, die Vorarbeiten zur Erstellung

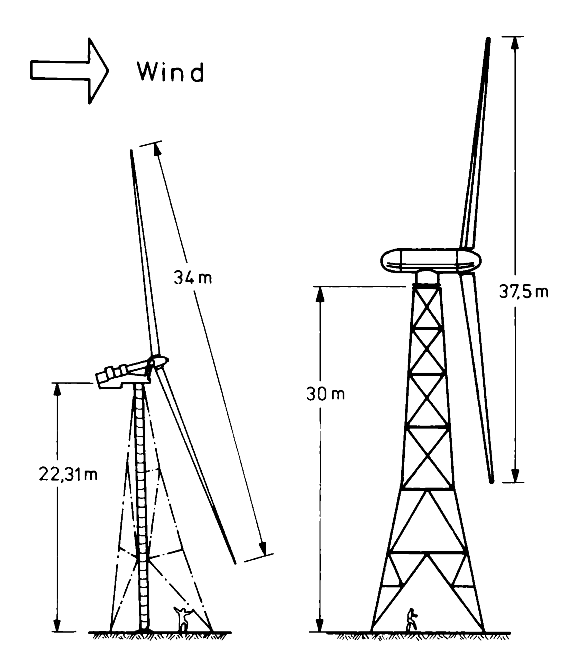


Abbildung 5 Moderne Windenergiekonverter

noch größerer Leistungseinheiten haben mit der Ausarbeitung baureifer Unterlagen für GROWIAN (Große Windenergieanlage) 1977 begonnen. GROWIAN wird aller Voraussicht nach Rotorflügel von 50 m Länge aufweisen, die sich um eine Nabe in einer Höhe von 100 m über Grund drehen werden. Anfang 1979 wurde der Bau einer Prototypanlage beschlossen, der Bau wird noch in diesem Jahr in der Nähe von Brunsbüttel beginnen [6].

Das Forschungs- und Entwicklungsprogramm zur Nutzung der Windenergie sieht neben einer alternativen Entwicklung eines WEK der MW-Leistungsklasse (GROWIAN-2) auch Vorhaben im Bereich von Kleinwindkraftwerken und Vertikalachsenrotoren vor [7]. Ein nennenswerter Einfluß auf unsere Energiebilanz ist jedoch nur zu erreichen, wenn die Prototypen der MW-Klasse ein Betriebsverhalten aufweisen, das ihren Einsatz in einem Verbundnetz wirtschaftlich durchführbar erscheinen läßt. Positive Erfahrungen dieser Art mit Einzelanlagen könnten frühestens Anfang der achtziger Jahre zum Bau eines Verbundkraftwerkes führen. Würde danach mit der Serienfertigung von WEK dieser Größe begonnen, die sich bis zum Jahre 2000 auf 100 Anlagen/a steigern könnte, stünden zu diesem Zeitpunkt annähernd 1800 Anlagen zur Verfügung. Diese WEK würden 9 TWh Elektrizität pro Jahr bereitstellen (5 GWh/a · Anlage), also etwa 3 Mio. t SKE/a Primärenergieträger einsparen. Bei einem angenommenen Verbrauch von 600 Mio. t SKE/a wären dies 0,5% des Primärenergieträgereinsatzes.

Dieser Beitrag wird auch von der Bundesregierung als Maximalwert der Windenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland im Jahre 2000 angesehen [8]. Dabei ist vorausgesetzt, daß das laufende Forschungsprogramm zur Windenergienutzung erfolgreich durchgeführt wird [9].

15.4.2. Niedertemperatur-Kollektoranlagen

Die natürlichen Vorgänge, die zu einer Speicherung der solaren Strahlung in Form von Wärme führen, können auch mit Hilfe künstlich erstellter Vorrichtungen genutzt werden. Derartige thermische Sonnenkollektoren bestehen aus Absorbern, die die Sonnenstrahlung in besonders hohem Maße in Wärme umwandeln und diese an ein flüssiges oder gasförmiges Transportmedium abgeben. Je nach Intensität der auf den Absorber auftreffenden Strahlung und Abfuhrgeschwindigkeit der Wärme durch das Transportmedium können dabei Temperaturen bis zu mehreren tausend Grad auftreten. Nach dem Temperaturniveau des Arbeitsmediums unterscheidet man Niedertemperatur-(NT)-(Temperaturen kleiner als 200 °C) und Hochtemperatur-(HT)-Kollektoren (Temperaturen größer als 200 °C).

HT-Kollektoren sind aus den in Abschnitt 15.3. bereits genannten Gründen in der Bundesrepublik Deutschland nicht einsetzbar. Hier könnten jedoch die NT-Systeme zum Einsatz kommen. NT-Kollektoren werden im allgemeinen als Flachkollektoren ausgeführt und in dezentralen Systemen zur Bereitstellung von Heizungs- und Brauchwasserwärme sowie für Kühlzwecke verwendet. Ihre Bauausführung variiert in weiten Grenzen und beeinflußt den Wirkungsgrad erheblich. Die Nutzwärme des NT-Kollektors wird daneben von meteorologischen Einflüssen und der Art der Kollektorverwendung bestimmt. Während sorgfältig ausgelegte Kollektoren Wirkungsgrade von mehr als 70% erreichen können, fällt der Systemwirkungsgrad als mittlerer Jahreswirkungsgrad etwa beim Einsatz zu Heizungszwekken in der Bundesrepublik Deutschland leicht weit unter 10%, wenn die Systeme nicht sorgfältig optimiert werden [10]. Obwohl die Theorie der NT-Kollektoren hinreichend gut bekannt ist, lassen sich heute Abschätzungen über ein zu erwartendes Substitutionspotential dieser Technologie schwer machen, da dazu die Kenntnis von bislang nicht bzw. nur

spärlich bekannten meteorologischen Daten (Gesamtstrahlung, diffuse Strahlung, Windgeschwindigkeit usw.), von Systemkenngrößen (Aufbau, Zusatz-Energiequelle, Wärmebedarfsfunktion usw.) und von Umweltparametern (Lage, Dachneigung, Bodenreflexion usw.) erforderlich wäre.

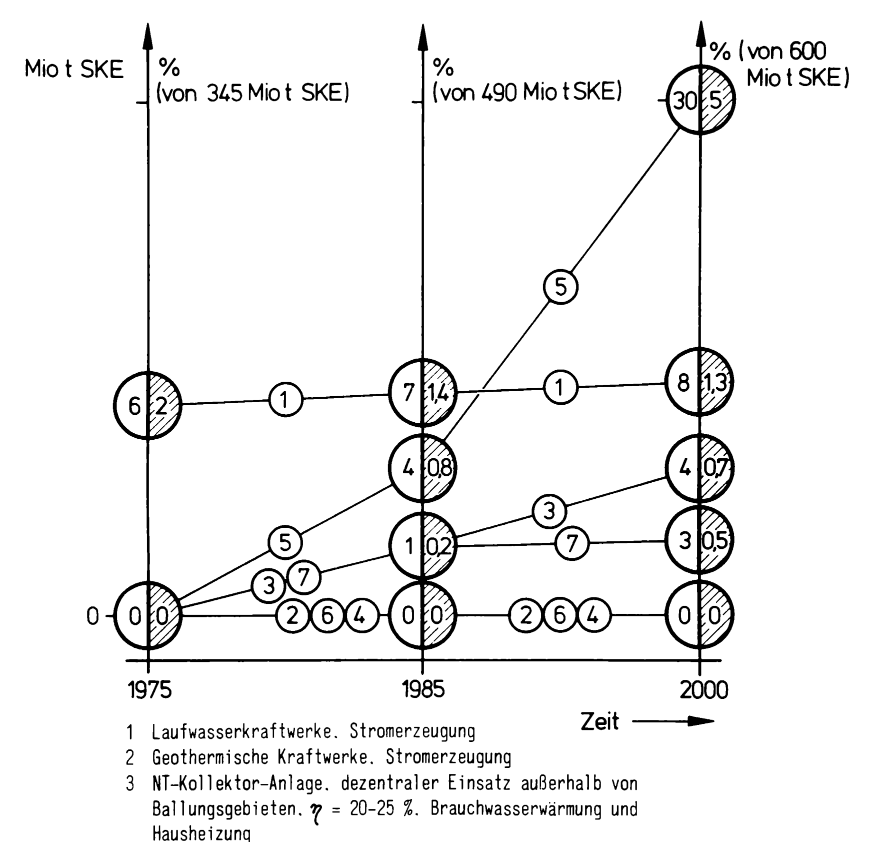
Obwohl heute allein in der Bundesrepublik Deutschland mehr als 100 Unternehmen NT-Solaranlagen auslegen, bauen und vertreiben [11] muß festgestellt werden, daß keine der z.Z. angebotenen Anlagen zur Schwimmbaderwärmung, Brauchwasserbereitstellung oder Heizung nach strengen betriebswirtschaftlichen Maßstäben mit den herkömmlichen Wärmebereitstellungsanlagen konkurrieren kann. Die Kollektorpreise schwanken zwischen 120,– DM/m² und 190,– DM/m² (Mittelwert für Heizungszwecke: 375,– DM/m²) bei einer durchschnittlichen (vom Hersteller genannten) Lebensdauer von ca. 19 Jahren [12]. Als Käufer derartiger unwirtschaftlicher Anlagen kommen nur Meinungsführer (z.B. öffentliche Hand) und risikofreudige Bevölkerungsgruppen in Betracht. Bei fortschreitender Wirtschaftlichkeit von NT-Solaranlagen (durch deren Serienfertigung und Kostensteigerung konkurrierender Alternativsysteme, z.B. Ölheizungen) könnten diese Käufer die in Tabelle 1 aufgeführten Märkte in der dort angegebenen Reihenfolge Schwimmbadheizung – Warmwasserbereitung – Heizung – Prozeßwärme erschließen.

Tabelle 1 Märkte für solare NT-Solaranlagen [13, 14]

Reihenfolge	Einsatzgebiet	Bestand 1977	Jährl. Zugang (+) bzw. Abgang (–)
1	Private Schwimmbäder	235000	+ 20000
2	1- und 2-Familienhäuser, Neubau (Brauchwasser + Heizung)	—	+160000
3	1- und 2-Familienhäuser, Altbau (Brauchwasser)	7000000	– 55000
4	Öffentliche Freibäder	4100	ca. 50
5	Öffentliche und kommerzielle Hallenbäder und Freizeiteinrichtungen	ca. 3100	ca. 150
6	Gewächshäuser und Landwirtschaftliche Betriebe	?	?
7	Mehrgeschossige Wohnanlagen (nur Brauchwasser)	1700000	17000
8	Büro- und Verwaltungsgebäude	ca. 84000	2000
9	Industriebetriebe (NT-Prozeßwärme)	?	?

Trotz des im vorangegangenen Abschnitt aufgezeigten recht hohen technischen Potentials der NT-Kollektoranlagen bleiben solche Systeme zumindest im betrachteten Zeitraum voraussichtlich ohne nennenswerten Einfluß auf die Energiebilanz der Bundesrepublik Deutschland. Dies liegt insbesondere an der ungünstigen jahreszeitlichen Verteilung der solaren Strahlungsenergie in unserem Lande. Detaillierte Untersuchungen [15] haben zwar gezeigt, daß ein Einsatz von NT-Solaranlagen zur Brauchwasserbereitung im Sommer technisch möglich und nahezu wirtschaftlich ist, bereits die Jahresbereitstellung von Brauchwasserwärme, mehr noch jedoch von Heizwärme stößt auf das Problem der Energiespeicherung, das nach dem derzeitigen Stand der Kenntnisse wirtschaftlich unüberwindbar ist [16].

Die in Abbildung 6 dargestellten vermutlich erreichbaren Öleinsparungen durch den Einsatz von NT-Kollektoranlagen basieren auf einer sektoralen Analyse des Nutzwärmebedarfs [17]. Die genauere Untersuchung [18] zeigt, daß auch im Falle einer günstigen Ausbaustrategie von NT-Kollektoranlagen im Jahre 2000 nur etwa 4 Mio. t SKE an Primärenergie eingespart werden können, was nicht ganz einem Prozent des voraussichtlichen Primärenergiebedarfs entspricht. Die dann installierten Kollektoren reichen von einfachsten offenen Systemen bis zu technisch ausgefeilten hocheffizienten Sammlern, ihre Wirkungsgrade liegen entsprechend zwischen 10 und 70%. Die zur Bereitstellung dieses Potentials erforderliche Kollektorfläche beträgt etwa 100 Mio. Quadratmeter, der zu ihrer Installation erforderliche Finanzbedarf zwischen 10 und 30 Mrd. DM.



1 Laufwasserkraftwerke. Stromerzeugung
2 Geothermische Kraftwerke. Stromerzeugung
3 NT-Kollektor-Anlage. dezentraler Einsatz außerhalb von Ballungsgebieten. η = 20-25 %. Brauchwasserwärmung und Hausheizung
4 Solarzellen-Anlagen. dezentraler Einsatz. η = 9-13.5 %. Stromerzeugung
5 Wärmepumpen-Anlage bei gleichem Einsatz wie 3. Brauchwasserwärmung und Hausheizung
6 Geothermische Heizwerke. Wärmebereitstellung
7 WEK-Systeme, zentraler Einsatz. η = 32-38 %. Stromerzeugung

Abbildung 6 Unter günstigsten Voraussetzungen erreichbare Substitutionspotentiale regenerativer Energieströme (Stand 1977)

Es soll nachdrücklich darauf hingewiesen werden, daß zur Erreichung dieser Werte noch erhebliche Forschungs- und Entwicklungsanstrengungen erforderlich sind und sich außerdem die Wettbewerbssituation – etwa durch steigende Brennstoffpreise – in der Zukunft eindeutig in Richtung auf NT-Solaranlagen verschieben muß. Der für manchen Solarkollektor-Enthusiasten vielleicht gering erscheinende Beitrag von 1% zur Primärenergiebereitstellung des Jahres 2000 darf jedoch nicht dazu führen, die Forschungs- und Entwicklungsanstrengungen auf diesem Gebiet nun wieder einschlafen zu lassen. Der von der Bundesregierung aufgezeigte Weg zur Nutzung der Solarenergie [10] muß vielmehr konsequent weiterverfolgt werden, einerseits, um in fernerer Zukunft größere Einsatzmöglichkeiten im eigenen Lande zu gewährleisten, andererseits, um Exportmöglichkeiten zu schaffen, die auf dem Umweg über die Handelsbilanz zumindest finanzielle Entlastung der Energiebilanz mit sich bringen.

15.4.3. Wärmepumpen

Der größte Teil solarer Strahlungsenergie wird in der Atmosphäre und den festen und flüssigen Bestandteilen der Erdoberfläche in Form von Wärme gespeichert. Etwa 20% der gesamten eingestrahlten Energie wird allein in den tropischen Weltmeeren in Wärme umgewandelt.

Die in Abbbildung 3 gezeigte Nutzung dieser Energiequelle mit Hilfe von Meereswärmekraftwerken kommt in unserem Lande allerdings nicht in Betracht. Hier ergibt sich jedoch eine vielversprechende Nutzungsmöglichkeit mit Hilfe von Wärmepumpen. Derartige Anlagen können die in den Wärmequellen Luft, Wasser oder Erdreich auf niedrigem Temperaturniveau gespeicherte Wärme auf ein höheres Temperaturniveau anheben und damit für Heizungs- und Warmwasserbereitungszwecke nutzbar machen. Im Gegensatz zu allen bisher angesprochenen Nutzungsmöglichkeiten ist dabei jedoch der Einsatz von hochwertiger Energie in Form von mechanischer Energie oder Hochtemperaturwärme erforderlich.

Von den heute zur Verfügung stehenden vier Wärmepumpenverfahren können Brüdenverdichter und Dampfstrahlverdichter nicht im Hausbereich, aber im Gewerbe und vor allem in der Industrie Verwendung finden und sind dort auch in erheblichen Stückzahlen bereits in Betrieb. Für die Industrie sowie für die Hausheizung stehen dann noch Kaltdampf (Kompressions)- und Absorptionsverfahren zur Verfügung, wobei an dieser Stelle angemerkt werden muß, daß die Absorptionswärmepumpe noch entwicklungsbedürftig ist, wohingegen die Kaltdampfwärmepumpe einen hohen technischen Stand bereits erreicht hat [19–22].

Bei Wärmepumpen für die Hausbeheizung kommen in der Regel nur natürliche Wärmequellen in Frage. Wegen der universellen Verfügbarkeit kommt der Außenluft als Wärmequelle große Bedeutung zu, wenngleich die allgemeine Anwendung sehr stark durch den inkohärenten Verlauf von Wärmeangebot und Wärmebedarf (Angebot im Sommer, Bedarf im Winter) gestört wird. Aus systemtechnischen und kostenwirtschaftlichen Überlegungen kommen derzeit zwei Betriebssysteme zum Einsatz:

1. Das „bivalente" System, bei dem die Wärmepumpe mit einer Zusatzheizung gekoppelt wird, wobei die Zusatzheizung bei Unterschreiten bestimmter Temperaturen den alleinigen oder den Parallelbetrieb mit der Wärmepumpe übernimmt.
2. Das „monovalente" System, bei dem die Wärmepumpe ohne eine Zusatzheizung das Gebäude versorgt, wobei sich hier vor allem Erdreich, Grund- und Brunnenwasser sowie vereinzelt Flußwasser als Wärmequelle besonders hervorgetan haben.

Die Mehrzahl der heute installierten Wärmepumpen hat einen elektromotorischen Antrieb; neuere Entwicklungen gehen jedoch in Richtung von gasmotorisch bzw. dieselmotorisch betriebenen Wärmepumpen, die vor allem selbst bei Außenluft als Wärmequelle noch befriedigende Ergebnisse am kältesten Tag aufweisen können. Ein großer Nachteil dieser Maschinenantriebe sind Kosten, Standzeit und Wartung, dafür ist der „energetische Gewinn" erheblich höher. Eine Zusammenstellung der heute üblichen bzw. in Zukunft denkbaren Heizverfahren zeigt Tabelle 2, wo – ausgehend von der Heizungsart – die charakteristischen Kennzahlen angegeben und der sogenannte Primärenergienutzungsgrad abgeleitet ist. Dieser Primärenergienutzungsgrad liegt bei fossil betriebenen Wärmepumpen deutlich höher, da keine Kraftwerkswirkungsgrade berücksichtigt werden müssen.

Tabelle 2 Primärenergienutzungsgrad verschiedener Heizungssysteme

Heizungssystem	Charakteristische Kennzahl	Kraftwerks-Wirkungsgrad	Primärenergie-Nutzungsgrad
Elektrische Widerstandsheizung	$\eta=1{,}0$	$\eta_{KW}=0{,}32$	$\eta_p=0{,}32$
Öl- oder Gasheizung	$\eta=0{,}6-0{,}8$	—	$\eta_p=0{,}6-0{,}8$
Elektrische Wärmepumpe	$\varepsilon=3{,}0$	$\eta_{KW}=0{,}32$	$\eta_p=0{,}96$
Öl- oder gasbetriebene Wärmepumpe	$\varepsilon=3{,}0$	—	$\eta_p=1{,}5$
Absorptionswärmepumpe (direkt befeuert)	$\xi=1{,}4-1{,}6$	—	$\eta_p=1{,}4-1{,}6$
Absorptionswärmepumpe (mit Abwärme beheizt)	$\xi=1{,}4-1{,}6$	—	$\eta_p=1{,}6-1{,}8$

η = Wirkungsgrad, das Verhältnis der abgegebenen zur aufgenommenen Energie
ε = Leistungszahl, das Verhältnis der abgegebenen Wärme zur zugeführten mechanischen Arbeit
ξ = Heizzahl, das Verhältnis der abgegebenen Wärme zur insgesamt zugeführten Wärme
η_p = Primärenergie-Nutzungsgrad, das Verhältnis der abgegebenen Wärme zur eingesetzten Primärenergie

Zur Rechtfertigung der elektrisch betriebenen Wärmepumpe ist allerdings zu sagen, daß ein großer Teil des Stromes aus Energieträgern wie Ballastkohle, Braunkohle oder Kernenergie hergestellt wird, die nur über die Verstromung genutzt werden können. Anders müssen die Überlegungen natürlich bei öl- bzw. gasgefeuerten Kraftwerken aussehen, da die Abwärme des Kraftwerks verlorengeht, wohingegen diese bei Verbrennung von Öl oder Gas in Antrieben für den Betrieb von Wärmepumpen auch genutzt wird.

Im Hinblick auf Alter, Isolationswerte und bereits vorhandene Ausstattung der Gebäude werden die Verfahren (elektro- oder gasmotorisch bzw. mono- bzw. bivalent) unterschiedliche Resonanz finden können. Es ist kostenseitig kaum vertretbar, in einem zu errichtenden Neubau eine bivalente Wärmepumpe einzusetzen, da neben der aufwendigen Wärmepumpeninstallation eine Kesselanlage mit Brennstoffspeicher, ein Kamin und eine relativ aufwendige Regelung erforderlich sind. Dies sieht bei Gebäuden, wo eine Kesselanlage bereits installiert ist, natürlich ganz anders aus, hier kann durch den nachträglichen und zusätzlichen Einbau einer Wärmepumpe ein investitionsgünstiger und auch energetisch sinnvoller Wärmepumpenbetrieb in bivalenter Art vorgesehen werden, wobei die bereits vorhandene Kesselanlage die Spitzenlastdeckung übernehmen kann. In größeren Gebäuden wie Mehrfamilienhäusern, Büro- und Verwaltungsgebäuden sowie Fabriken und künftig auch in

Siedlungen, Stadtteilen und Neubaugebieten können fossil-betriebene Wärmepumpen wirtschaftlich eingesetzt werden, da einerseits eine gewisse Mindestgröße der Anlage notwendig ist und Wartung bzw. Betrieb, die aufwendiger als bei elektromotorisch-betriebenen Wärmepumpen sind, von geschultem bzw. angelerntem Personal übernommen werden kann [23].

15.5. Zusammenfassung

Zur Deckung ihres mit Sicherheit auch noch bis zum Ende dieses Jahrhunderts anwachsenden Energiebedarfs stehen der Menschheit neben den bislang überwiegend genutzten fossilen und den nuklearen Primärenergieträgern regenerative Energieströme zur Verfügung. Von der Fülle möglicher Nutzungstechniken dieser Quellen sind in der Bundesrepublik Deutschland jedoch nur wenige einsetzbar: geothermische Heiz- und Kraftwerke, Laufwasserkraftwerke, Solarzellen, Windenergiekonventer (WEK), Wärmepumpen und Niedertemperatur-(NT)-Kollektoranlagen.

Eine Abschätzung der Einsatzmöglichkeiten unter Beachtung technischer, ökonomischer und ökologischer Randbedingungen zeigt, daß bis zum Ende des Jahrhunderts nur Laufwasserkraftwerke, Wärmepumpenanlagen, NT-Kollektoranlagen und Windenergiekonventer einen nennenswerten Einfluß auf die Energiebilanz unseres Landes erreichen können. Der Beitrag an Primärenergie wird jedoch aller Voraussicht nach unter 10% liegen, wobei der überwiegende Teil von Laufwasserkraftwerken und Wärmepumpen bereitgestellt wird. Abbildung 7 zeigt den unter optimistischen Annahmen erreichbaren Substitutionseffekt

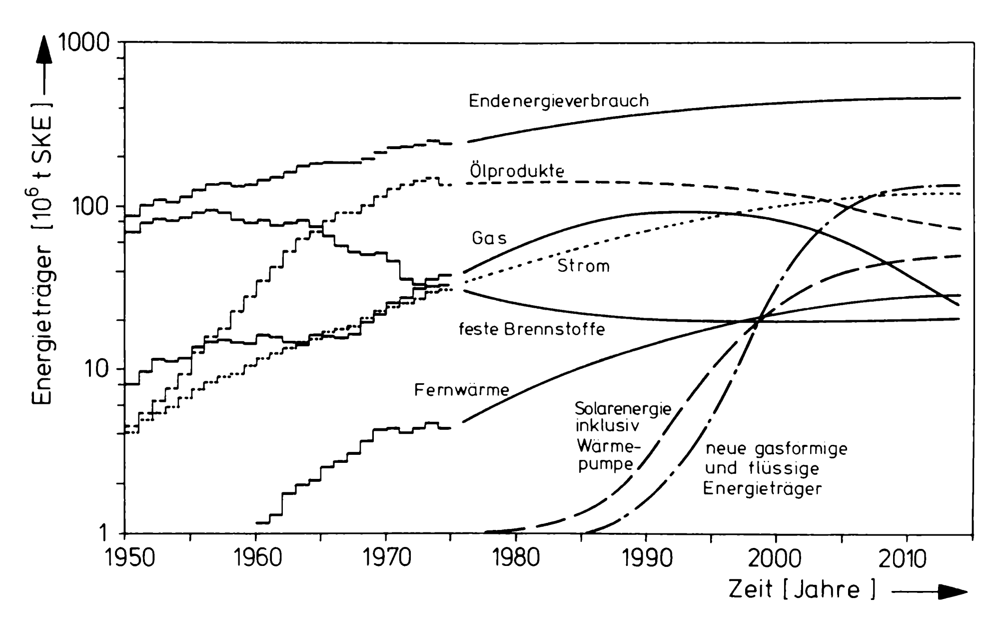


Abbildung 7 Mögliche Entwicklung der Deckung des Sekundärenergiebedarfs in der Bundesrepublik Deutschland

noch einmal auf der Seite der Sekundärenergieträger [24]. Es wird ersichtlich, daß die „neuen" Energietechnologien Wärmepumpe, WEK und NT-Kollektor im Jahre 2000 maximal 25 Mio. t SKE an Endenergie bereitstellen könnten. Soll dieses Ziel tatsächlich erreicht werden, ist bei allen drei Technologien noch ein erheblicher Aufwand an Forschung und Entwicklung erforderlich.

Literatur

[1] Programmgruppe Angewandte Systemanalyse der Arbeitsgemeinschaft der Großforschungseinrichtungen im Auftrage des Bundesministeriums für Forschung und Technologie: Energiequellen für morgen? Nichtfossile und Nichtnukleare Primärenergiequellen. Programmstudie in 7 Bänden. Umschau Verlag, Frankfurt/M., 1976

[2] *Auer, P. L.:* Unconventional Energy Resources. Beitrag zur Weltenergiekonferenz, Istanbul, Sept. 1977. Electric Power Research Institute, Palo Alto, California, August 1977

[3] *Niekisch, E. A.:* Solarzellen: Stand der Entwicklung, Entwicklungstendenzen, Anwendungsmöglichkeiten. Brennstoff-Wärme-Kraft. Bd. 30 (1978) Nr. 9, S. 353–362

[4] Projektleitung Energieforschung im Auftrage des Bundesministeriums für Forschung und Technologie: Jahresbericht 1977 über rationelle Energieverwendung, Fossile Primärenergieträger, Neue Energiequellen. Bonn/Jülich 1978

[5] *Thomas, R. L.:* Large Experimental Wind Turbines, Where we are now. Lewis Research Center. NASA-E 8674, Cleveland, Ohio 1977

[6] *Meliß, M.:* Regenerative Energiequellen. Brennstoff-Wärme-Kraft. Bd. 31 (1979) Nr. 4, S. 147–153

[7] Projektleitung Energieforschung im Auftrag des Bundesministeriums für Forschung und Technologie: Seminar und Statusreport Windenergie. Jülich 23./24.10.1978. Bonn/Jülich 1978

[8] *Ziegler, A. BMFT:* Pressekonferenz zur DGS-Tagung „Energie vom Wind". Bremen, 7.–8. Juni 1977. Deutsche Gesellschaft für Sonnenenergie e.V., München 1977

[9] Programm Technologien zur Nutzung der Sonnenenergie 1977–1980. Bonn, Bundesminister für Forschung und Technologie, Sept. 1977

[10] *Meliß, M.:* Möglichkeiten und Grenzen der Sonnenenergienutzung in der Bundesrepublik Deutschland mit Hilfe von Niedertemperaturkollektoren. Kernforschungsanlage Jülich, Jül-Spez-25, 1979

[11] Beratungsbüro für Solartechnologie: Soladata Verzeichnis 78, 1. Aufl. Okt. 1978, Vechta 1978

[12] Vergleichstabellen Flachkollektoren. Clima commerce international (cci), 11. Jahrgang, Nr. 9, 9.9.1977, S. 30–39

[13] Bundes-Verband Schwimmbad-Industrie e.V.: Persönliche Mitteilung, 24.1.1977

[14] *Ante, B.:* Sonnenenergienutzung 1977: Stand, Erfahrungen und Aussichten. 3. DGS-Tagung, Deutsche Gesellschaft für Sonnenenergie e.V., München, 3./4. März 1977

[15] *Bruno, R.:* Analysis and Optimization of Solar Hot Water Systems. Philips Publikation Nr. 15/1977. Philips Forschungslabor, Aachen, 1977

[16] *Dietrich, G.:* Sonnenenergie als Beitrag zum Energiehaushalt – Probleme der Speicherung. Vortragsveranstaltung der ASE, Deubau, Essen, 4.2.1977. Arbeitsgemeinschaft Solarenergie e.V., Essen 1977

[17] *Reents, H.:* Die Entwicklung des sektoralen End- und Nutzungsenergiebedarfs in der Bundesrepublik Deutschland. Kernforschungsanlage Jülich, Jül-1452, 1977

[18] *Meliß, M.:* Influence of LT-Solar-Heat-Application on the Energy Demand of the FRG. Australian-German Workshop on Solar Energy Systems Design. Düsseldorf, 30.11.–1.12.1978
[19] Wärmepumpen – Tagungsband der Wärmepumpentagung in Essen. Vulkan Verlag, Essen 1978
[20] *Cube, H.-L. von, Steimle, F.:* Wärmepumpen. VDI-Verlag, Düsseldorf 1978
[21] Jahrbuch der Wärmerückgewinnung, 3. Ausgabe 1977/78. Vulkan-Verlag, Essen 1977
[22] *Paul, J.:* Wärmequellen für Wärmepumpen – dargestellt in einer Matrix. Elektrowärme international. Bd. 35 (1977) A1, S. A40–A41
[23] *Paul, J., Sauer, E.:* Großwärmepumpen zur regionalen Versorgung. Vortrag auf der Tagung „Nichtkonventionelle, nichtnukleare Energieträger" im Haus der Technik Essen, 22.2.1977
[24] *Bohn, Th.:* Systemforschung und Entwicklung der Energiewirtschaft. Vortrag in der Kernforschungsanlage Jülich, 18.3.1977

16. Kontrollierte Kernfusion: eine Alternative der künftigen langfristigen Energieversorgung

J. Darvas
Kommission der Europäischen Gemeinschaften DG XII Programm Fusion, Brüssel

G. Fuchs, H. Kever, G. H. Wolf
Institut für Plasmaphysik der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

16.1. Einleitung

Die kontrollierte Kernfusion soll die bei der Verschmelzung leichter Atomkerne freiwerdende Energie technisch unmittelbar nutzbar machen. Kernverschmelzungsprozesse sind die Energiequellen der meisten Sterne und der Sonne und damit auch Grundlage für die Entstehung der organischen/fossilen Brennstoffe.

Ähnlich wie bei der Kernspaltung beruht die Freisetzung von Kernenergie in den Fusionsprozessen auf der Abnahme der Bindungsenergie der Kernbestandteile bei der Entstehung von Kernen mit Massen, die in der Mitte der Massenzahlskala liegen. Zerfällt ein schwerer Kern bei der Kernspaltung in zwei leichte Kerne, so liegt in den neuen Kernen ein energetisch tieferer Bindungszustand vor, und ein entsprechender Energiebetrag wird während der Spaltung frei. Analog geht bei der Vereinigung zweier leichter Kerne die Kernmaterie in einen niedrigeren Energiezustand über, und auch hier resultiert die Differenz der Bindungsenergien in einer Freisetzung von Strahlungsenergie und von Bewegungsenergie der Reaktionspartner.

Von den zahlreichen Kernverschmelzungsreaktionen [1, 2] sind in der Tabelle 1 nur die für eine mögliche technische Nutzung der Fusionsenergie wichtigsten Prozesse zusammengestellt, nämlich die Verschmelzungsprozesse der Isotope des Wasserstoffs – Deuterium und Tritium – zusammen mit der dabei freiwerdenden Energie. Die Isotope des Wasserstoffs unterscheiden sich in der unterschiedlichen Anzahl von Neutronen im Kern (Deuterium 1, Tritium 2). Das radioaktive Wasserstoffisotop Tritium kommt in der Natur nicht vor; es kann jedoch mittels der in den unteren beiden Zeilen angegebenen Reaktionsprozesse aus Lithium erbrütet werden. Die dazu benötigten Neutronen liefern die Fusionsreaktionen selbst, so daß in einem zukünftigen Fusionsreaktor der Brennstoff Tritium in einem geschlossenen Brennstoffkreislauf benützt werden wird.

Tabelle 1

Nr.	Reaktion	Energie
1.	$D + D \rightarrow He^3 + n +$	3,25 MeV
2.	$D + D \rightarrow T + p +$	4,0 MeV
3.	$T + D \rightarrow He^4 + n +$	17,3 MeV
4.	$He^3 + D \rightarrow He^4 + p +$	18,3 MeV
5.	$Li^6 + n \rightarrow He^4 + T +$	4,6 MeV
6.	$Li^7 + n \rightarrow He^4 + T + n' -$	2,5 MeV

Das Deuterium hingegen ist als Bestandteil des schweren Wassers (D_2O) mit 0,015% Gewichtsanteilen in natürlichem Wasser enthalten und bildet daher, wenn wir die hohe Energiefreisetzung bei Fusionsreaktionen berücksichtigen, einen der größten Energievorräte, welcher der Menschheit zur Verfügung steht. Der zweite Brennstoffpartner, nämlich Lithium, ist ebenfalls in großen Mengen vorhanden. Genaue Angaben über die tatsächlichen Lithium-Reserven sind derzeit zwar nicht möglich, da dieses leichte Metall bislang nur geringfügig Verwendung findet und deshalb so gut wie gar nicht prospektiert worden ist; es gibt jedoch aus mehreren unabhängigen Quellen Schätzwerte für die Lithium-Vorräte zu Land, die zwischen 100 und 150 Milliarden Tonnen schwanken, und das Wasser der Weltmeere enthält zusätzlich etwa die tausendfache Menge. Der Verbrauch an Primärbrennstoffen der Kernfusion, Deuterium und Lithium, berechnet sich für ein Kraftwerk mit 5000 MW thermischer Leistung zu 130 kg Deuterium/Jahr und ca. 5000 kg Lithium/Jahr, wobei die genaue Lithium-Menge noch von der gewählten Isotopenzusammensetzung und vom gewählten Brutkonzept abhängt.

Die Kernfusion gehört deshalb zu den wenigen Optionen für eine allen Kontinenten und Ländern gleicherweise zugute kommende langfristige und ausreichende Energieversorgung. Diese Tatsache begründet die großen Anstrengungen, die weltweit von allen Industrienationen – in einigen nunmehr seit über 25 Jahren – gemacht werden, um schrittweise wissenschaftlich-technische Lösungen zu finden, die in ihrem Zusammenwirken eine praktische Nutzung dieser Energiequelle ermöglichen. Derzeit beläuft sich der finanzielle Aufwand für Forschungs- und Entwicklungsarbeiten auf schätzungsweise 3 Mrd. DM jährlich, und weitere Steigerungen sind vorgesehen. Daß trotz dieses Aufwandes an Zeit und Mitteln und den schon gemachten Fortschritten das endgültige Ziel erst im nächsten Jahrhundert erreichbar scheint, liegt an der Vielzahl schwieriger und neuartiger Aufgaben, die zur Verwirklichung der kontrollierten thermonuklearen Fusion noch gelöst werden müssen.

16.2. Bedingungen für die Freisetzung der Fusionsenergie

Ein wesentliches Problem auf dem Weg zur Kernfusion besteht in der Tatsache, daß die zu Fusionsreaktionen führenden sehr starken Bindungskräfte zwischen den Atomkernen nur über äußerst kurze Entfernungen wirksam werden, während bei größeren Abständen der Kerne die abstoßende Wirkung der elektrischen Ladungen überwiegt. Um diese elektrische Abstoßung zu überwinden, müssen die zu fusionierenden Kerne mit großer Geschwindigkeit aufeinander fliegen. Solche Geschwindigkeiten treten – in statistischer Verteilung – in einem Ensemble von Reaktionspartnern auf, wenn sich dieses in einem Zustand extrem hoher Temperatur befindet. Infolgedessen kommen Fusionsprozesse in nennenswertem Maße nur bei solchen Temperaturen zustande, wie sie z. B. im Inneren der Sterne herrschen. Diese Temperaturen sind etwa 10000mal so hoch wie bei einer chemischen Verbrennung und liegen im günstigsten Falle, nämlich bei der D-T-Reaktion, im Bereich von 100 Mio. K[1]). Demgegenüber sind bei der D-D-Reaktion die Anforderungen an Temperatur und Dichte nochmals zehn- bis hundertmal so groß; aus diesem Grunde beschränken sich die gegenwärtigen Anstrengungen auf eine Beherrschung der D-T-Reaktion. Bei diesen hohen Temperaturen ist das Deuterium-Tritium-Gemisch vollständig in seine elektrisch geladenen Komponenten, d.h. in Ionen und Elektronen, zerfallen. In diesem Zustand wird das Reaktionsgemisch Plasma genannt.

---

[1]) K = Kelvin, Einheit der Temperatur, 100 Mio. K entsprechen etwa 100 Mio. °C

So ein Plasma ist u.a. eine Quelle starker elektromagnetischer Strahlung, die zu einer nennenswerten Abgabe von Leistung führt. Diese Verlustleistung muß zur Aufrechterhaltung der Plasmatemperatur auf geeignete Weise wieder zugeführt werden. Erfolgt diese Nachlieferung vollständig aus der Bewegungsenergie der geladenen Helium-Kerne (α-Teilchen), welche bei der Fusion als Reaktionsprodukt entstehen, so ergibt sich wegen der unterschiedlichen Temperaturabhängigkeit der Strahlungsverluste einerseits und der Häufigkeit der Fusionsprozesse andererseits ein unterer kritischer Wert der Plasmatemperatur, die sogenannte „Zündtemperatur". Das heißt, ein thermonukleares Plasma kann grundsätzlich erst oberhalb dieser Zündtemperatur eine positive Leistungsbilanz aufweisen (Abbildung 1). Die durch die reinen Strahlungsverluste bestimmte ideale Zündtemperatur T_Z liegt für ein Deuterium-Tritium-Plasma (mit Mischungsverhältnis 1:1) bei ca. 4 keV, d.h. bei 50 Mio. Kelvin.

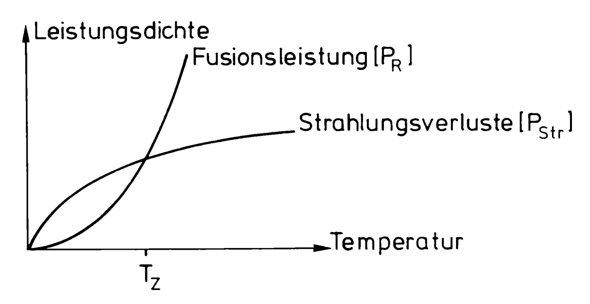


Abbildung 1 Abhängigkeit der durch Fusionsprozesse erzeugten Leistungsdichte und der Strahlungsverluste von der Plasmatemperatur (schematisch). Die Schnittstelle der beiden Kurven gibt die ideale Zündtemperatur T_z, bei welcher keine zusätzlichen Leistungsverluste aus dem Plasma angenommen sind. Die „reale" Zündtemperatur ist je nach Wärmedämmung ($n\tau_E$) signifikant höher. Die jeweilige Arbeitstemperatur eines Reaktorplasmas wird von vielen Parametern abhängen, wie z.B. dem Verlauf der Wärmedämmung bei höheren Temperaturen, Drücken und Verunreinigungskonzentrationen sowie der einsetzenden Abnahme der Fusionsleistung im Bereich sehr hoher Temperaturen.

Diese untere Temperaturgrenze verschiebt sich jedoch nach oben, wenn durch Verunreinigungen, d.h. Beimengung von Stoffen mit größerer Massen- und damit höherer Kernladungszahl, die Strahlungsverluste ansteigen. Insbesondere treiben schwere Metalle selbst in kleinsten Konzentrationen die Strahlungsverluste stark in die Höhe und schließen oberhalb eines kritischen Wertes die Möglichkeit einer thermonuklearen Zündung (d.h. einer positiven Leistungsbilanz) vollständig aus. Solche Verunreinigungen können durch die Wechselwirkung des Plasmas mit den materiellen Wänden der Gefäße freigesetzt werden. Eine ausreichende Reinhaltung des Plasmas von Verunreinigungen erfordert für den Betrieb eines Reaktors besondere Vorkehrungen; das Verunreinigungsproblem stellt bereits in derzeitigen Experimentieranlagen eine der wesentlichen Schwierigkeiten dar [3].

Ein Fusionsplasma steht als gasförmige Materie unter hohem Druck und muß daher durch starke äußere Kräfte an seiner Ausdehnung oder am Abströmen gehindert werden. In den Sternen bewirkt die eigene Schwerkraft diesen Zusammenhalt des Reaktionsgemenges.

Um die Fusion unter irdischen Bedingungen möglich zu machen, gibt es zwei Konzepte für den Plasmaeinschluß.

Die eine Möglichkeit ist, die Trägheitskraft zu benutzen, indem man ein kleines Brennstoffkügelchen mit Laser- oder Teilchenstrahlen innerhalb einer extrem kurzen Zeit auf eine hohe Dichte komprimiert, aufheizt und zündet. Dichte, Temperatur und Zeitablauf sind dabei so zu bemessen, daß bereits genügend Energie erzeugt wird, bevor das Kügelchen explosionsartig soweit auseinanderfliegt, daß die Reaktion erlischt. Der typische Zeitraum solcher Vorgänge ist eine Milliardstel Sekunde.

Die andere Möglichkeit ist, das reagierende Plasma, dessen Bestandteile elektrisch geladen sind, in Magnetfeldern einzuschließen und den Zustand des „Thermonuklearen Feuers" wie eine brennende Flamme möglichst stationär aufrechtzuerhalten. Um nach diesem Konzept einen Reaktor zu entwickeln, sind für das Brennstoffgemisch drei Aufgaben zu lösen, die durch folgende Stichworte charakterisiert werden können:

1. Stationärer oder quasi-stationärer Einschluß,
2. Aufheizung bis zur Zündung,
3. Wärmedämmung.

Zum Verständnis von Punkt 3. sei darauf hingewiesen, daß neben den Strahlungsverlusten selbst bei einem magnetisch eingeschlossenen Plasma endlicher Abmessung zusätzliche Energieverluste auftreten, die bedingt sind durch die Diffusion der Plasmakomponenten und durch deren Wärmeleitung nach außen senkrecht zum Magnetfeld.

Die Verfahren zur Lösung der oben genannten Aufgaben sind teilweise miteinander verkoppelt, und die verschiedenen eingeschlagenen Wege zur Erreichung der Ziele unterscheiden sich in der Art der Verkopplung. Im folgenden sollen die anstehenden Probleme am Beispiel des magnetischen Einschlusses verdeutlich werden. Die auf dem Weg zu diesem Ziel bisher erfolgreichsten Apparaturen sind solche vom Typ Tokamak. Diese Geräte gaben 1969 in der Sowjetunion zum erstenmal erfolgversprechende Ergebnisse.

16.3. Der Tokamak

16.3.1. Plasmaeinschluß und Wärmedämmung

In Tokamaks wird das Plasma in Form eines Kreisrings (Torus) erzeugt und eingeschlossen. Dabei stellt der Plasmaschlauch die einwindige Sekundärwicklung eines Transformators dar, in welcher ein elektrischer Strom induziert wird (Abbildung 2). Dieser Strom bewirkt eine gewisse Aufheizung des Plasmas. Die Plasma-Stromstärken in den derzeitigen Tokamaks betragen einige Hunderttausend Ampere (100 kA) bis zu 1 Mio. Ampere (MA); für Tokamak-Reaktoren sind einige 10 MA vorgesehen. Charakteristisch für die magnetische Einschließung im Tokamak ist ein starkes toroidales, d. i. längs des Plasmaringes gerichtetes Magnetfeld, das durch einen Satz rings um den Plasmatorus angeordneter Kreisspulen erzeugt wird. Die Magnetfeldstärke beträgt in den heutigen Geräten bis zu 10 Tesla[2]). Das toroidale Magnetfeld bewirkt zusammen mit dem vom Plasmastrom selbst erzeugten Magnetfeld den stabilen Einschluß des Plasmas und die bei den hohen Temperaturen des Fusionsplasmas erforderliche Wärmedämmung: Die durch das Magnetfeld auf die Plasmateilchen ausgeübte Kraft bewirkt, daß radiale Bewegungen (in Richtung auf die Toruswand) vorzugsweise in dazu senkrechte Richtungen (in Torusrichtung) umgelenkt werden.

---

[2]) 1 Tesla = 10000 Gauß (Maßeinheit für die magnetische Feldstärke)

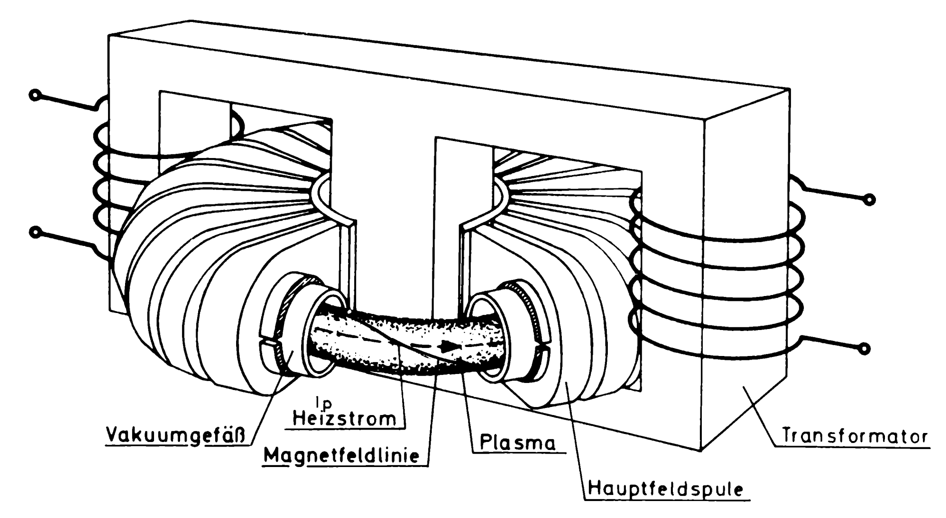


Abbildung 2 Prinzipskizze einer Tokamakanordnung. Das einschließende Magnetfeld wird durch die Hauptfeld-Spulen und durch den im Plasma induzierten Sekundärstrom I_p erzeugt

16.3.2. Heizung

Eine der Voraussetzungen für die thermonukleare Zündung, d. h. das Leistungsgleichgewicht zwischen α-Teilchen-Heizung und den Wärmeverlusten des Plasmas, ist die Aufheizung des Plasmas bis in den Bereich von etwa 100 Mio. K. Eines der bisher benutzten Heizverfahren liegt in der Wärmeentwicklung des schon erwähnten im Plasma induzierten Stroms (Ohmsche Heizung). Dieser Strom erzeugt jedoch auch ein Magnetfeld, das aus Stabilitätsgründen einen bestimmten Wert nicht übersteigen darf. Deshalb ist der maximal zulässige Plasmastrom und damit die Ohmsche Heizleistung begrenzt. Diese Begrenzung der Heizleistung wird verschärft durch die Tatsache, daß der elektrische Widerstand des Plasmas mit zunehmender Temperatur abnimmt.

Zum Erreichen der Zündtemperatur müssen deshalb zusätzliche Heizverfahren angewendet werden. Als wirksamste Methode dazu hat sich bisher die Heizung mittels hochenergetischer Neutralstrahlen [5] durch leistungsstarke Neutralgasinjektoren herausgestellt. Das Prinzip ist in Abbildung 3 erläutert. Die Anwendung dieser Methode hat im Princeton-Tokamak (PLT) im vergangenen Jahr bei einer Heizleistung von 2 MW[3]) zu dem spektakulären Resultat geführt, daß die Plasmatemperatur von ursprünglich ca. 12 Mio. Kelvin (bei Ohmscher Heizung allein) auf 60 Mio. K erhöht werden konnte (Abbildung 4). Die für die thermonuklearen Reaktionen erforderliche Mindesttemperatur erscheint demnach erreichbar.

16.3.3. Zündung unter realen Bedingungen

Für die Zündung eines thermonuklearen Plasmas genügt es jedoch nicht, die reale Zündtemperatur von ca. 100 Mio. K einmal erreicht zu haben, sondern die dann durch Fusions-

[3]) MW = Megawatt 1 MW = 1000 Kilowatt (kW) = 1 Mio. Watt (W)

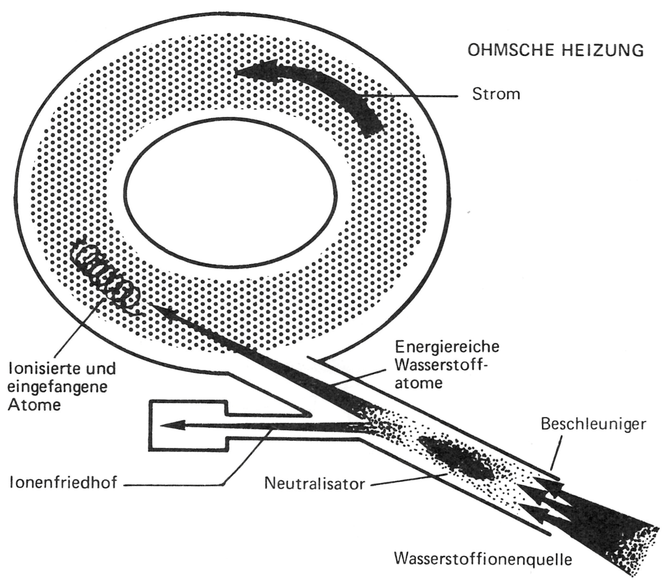


Abbildung 3 Heizung eines Tokamak-Plasmas durch Einschuß hochenergetischer Wasserstoffatome (nach [4]*)*

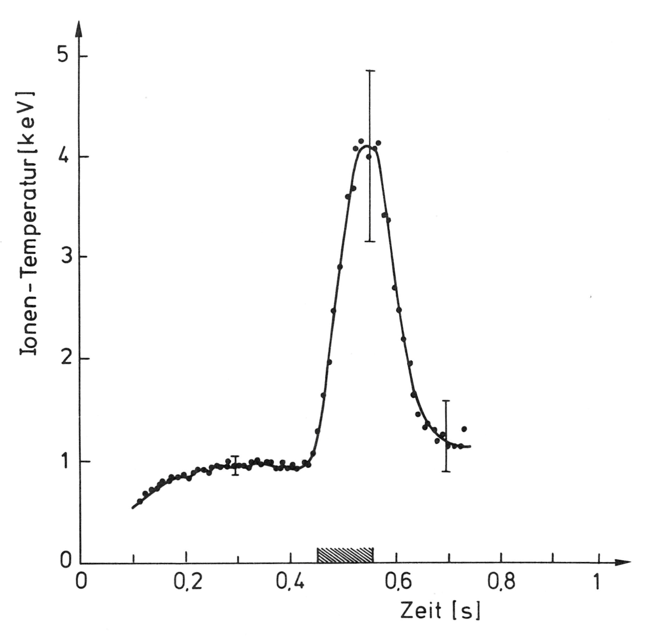


Abbildung 4 Zeitlicher Verlauf der Ionentemperatur im Princeton-Tokamak (PLT). In dem schraffierten Zeitintervall wurde mit Neutralinjektion von 1,4 MW zusätzlich geheizt [5] *(1 keV entspricht 11,6 Millionen K)*

reaktionen erzeugte Leistung muß die dem Plasma verlorengehende Leistung kompensieren. Das heißt, daß die Wärmeleitung in radialer Richtung (d. h. senkrecht zum Magnetfeld) durch ausreichende Wärmedämmung begrenzt werden muß. Eine hierfür charakteristische Größe ist das Produkt aus Teilchendichte n (in Teilchen/cm^3) und der Energieeinschlußzeit τ_E (in Sekunden) [2]. τ_E bezeichnet die Zeit, während der ein Plasmateilchen im Mittel seine Energie beibehält, ehe diese durch Wärmeleitung oder -konvektion nach außen verlorengeht.

Ohne auf Details einzugehen, sei festgehalten, daß der für den Betrieb eines DT-Reaktors erforderliche Wert des Produktes $n\tau_E$ bei einigen 10^{14} cm ^{3}s liegt.

Empirisch hat sich in den vergangenen Jahren ergeben, daß τ_E proportional mit der Teilchendichte n anwächst.

Diese lineare Zunahme mit der Dichte hätte zur Folge, daß $n\tau_E$ selbst quadratisch mit der Dichte ansteigt. Allerdings ist bei höheren Dichten eine Abflachung des Anstiegs und hinsichtlich der Abhängigkeit von der Dichte sogar eine Sättigung zu erwarten. Trotzdem besteht die Zuversicht, daß es möglich ist, mit den im Aufbau befindlichen Großapparaturen wie JET (Joint European Torus [4]) und TFTR (Toroidal Fusion Test Reactor) [6] in den kritischen $n\tau_E$-Bereich vorzustoßen, zumal außerdem τ_E nahezu quadratisch mit dem Radius des Plasmaschlauches anwächst; d. h. bei Vergrößerung der Querschnittsfläche des Plasmaschlauches steigt die Einschlußzeit linear. Dies ist einer der Gründe, weshalb die neu projektierten Tokamaks immer größere Abmessungen aufweisen.

Abbildung 5 zeigt die Entwicklung der Geräteabmessungen und Abbildung 6 die erreichten oder erwarteten $n\tau_E$-Werte. Bisher erreichte Rekordwerte der Plasmaparameter, allerdings in verschiedenen Apparaturen (d. h. nicht zugleich) erzielt, sind 60 Mio. K für die Temperatur, $n = 6 \cdot 10^{14}$ cm^{-3} für die Dichte und $^1/_{10}$ Sekunde für die Energieeinschlußzeit.

16.4. Optimierungsaufgaben

Mit Erreichen der genannten Bedingungen wird indes nur ein erster Schritt zu einem ökonomisch arbeitenden, d. h. kommerziell nutzbaren Tokamak-Fusionsreaktor getan sein. Bevor einige der dann noch zu lösenden technologischen Aspekte eines solchen Reaktors dargestellt werden, sei kurz auf ein spezielles aus Plasmaeigenschaften resultierendes Problem bezüglich der Wirtschaftlichkeit eines solchen Reaktors hingewiesen. Aus Kostengründen ist eine hinreichend hohe nukleare Leistungsdichte im Plasma erwünscht (>1 MW/m^3). Diese erfordert eine genügend hohe Reaktionsrate, die dadurch zustande kommt, daß sich die Teilchen (ein D- und ein T-Kern) mit genügend hoher Energie treffen. Sie ist proportional zum Quadrat der Teilchendichte (Teilchen/Volumeneinheit). Bei fester Brenntemperatur entspricht dies dem Quadrat des vom Plasma ausgeübten gaskinetischen Drukkes, dessen zulässiger Höchstwert seinerseits vom Einschließungsvermögen des Magnetfeldes abhängt. Bei den für einen besonders wirtschaftlichen Reaktor wünschenswerten sehr hohen Drücken sind jedoch bestimmte Instabilitäten des Plasmas zu erwarten, die den Bereich der zulässigen Drücke beschränken. Der vermutete obere Grenzwert des zulässigen Drucks ist experimentell noch nicht festgestellt; das Forschungsprogramm der nächsten Jahre soll auch auf diese Frage eine Antwort geben.

Da ein Tokamak-Reaktor gepulst betrieben werden muß, ist ein weiterer bestimmender Faktor für seine Wirtschaftlichkeit das Verhältnis der Brenndauer zur Totzeit. Für die Zündung des Plasmas muß eine bestimmte Energie aufgewendet werden. Je größer die wäh-

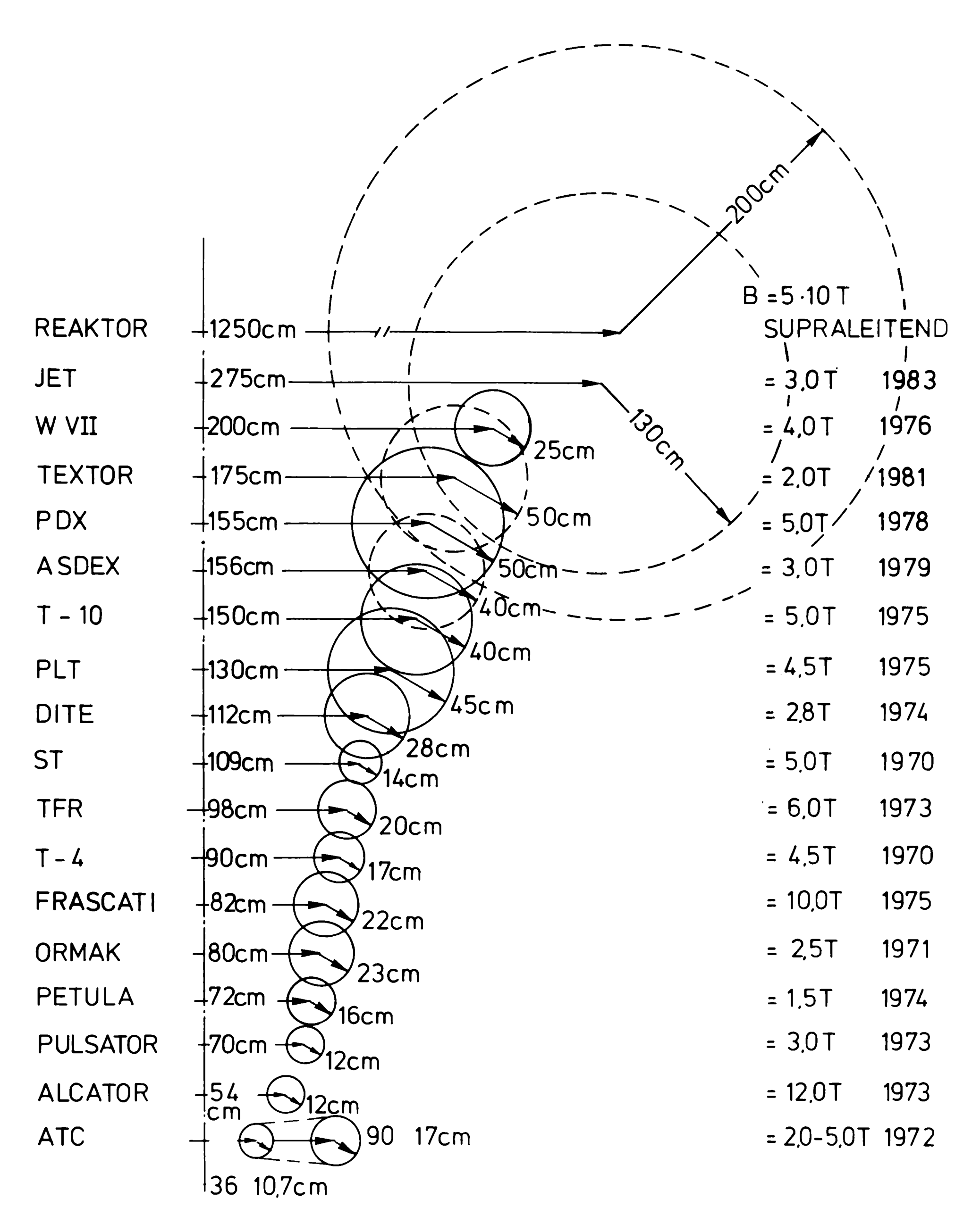


Abbildung 5 *Abmessung einiger Tokamak-Experimente. In ATC wurde die Heizmethode der adiabatischen Kompression des Plasmaschlauches studiert, daher sind dort zwei verschiedene Abmessungen angegeben. W VII ist ein „Stellarator", bei dem die „poloidale" Komponente des Magnetfeldes auch durch äußere Stromwicklungen erzeugt werden kann*

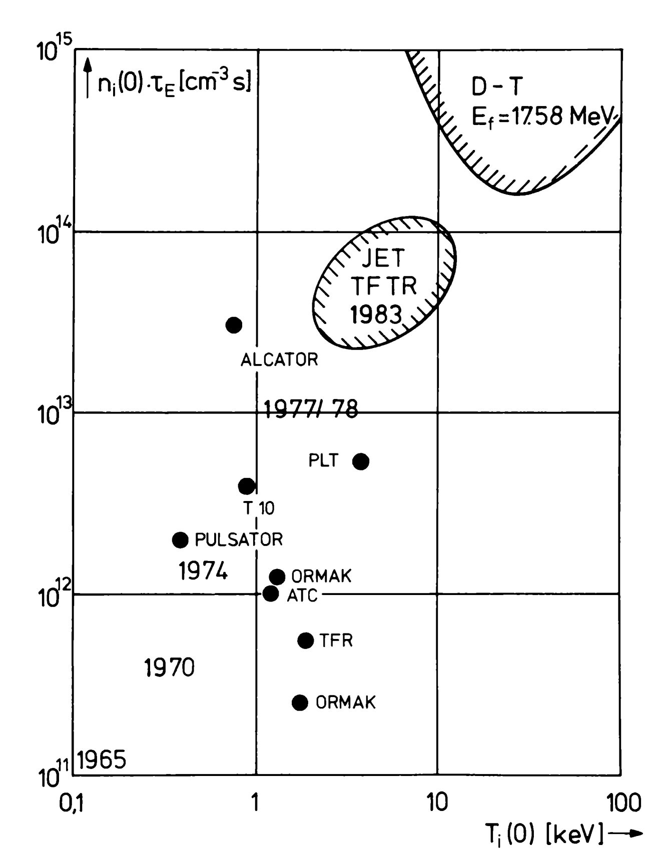


Abbildung 6 Die historische Entwicklung der bisher erreichten Werte für das Produkt aus Dichte und Energie-Einschlußzeit ($n\tau_E$) und die Ionentemperatur T_i. Der schraffierte Bereich in der oberen rechten Ecke des Bildes wird die Zündung des Fusionsplasmas erlauben; dort liegt daher das Arbeitsgebiet für den Betrieb eines Reaktors. Der kleine schraffierte Bereich wird nach derzeitigen Schätzungen von den im Bau befindlichen Großanlagen erreicht werden

rend der Brennphase freigesetzte Energie, d. h. bei fester Leistung die Zeitdauer der Brennphase ist, um so günstiger wird das Verhältnis von aufgewendeter zu gewonnener Energie, welches den Wirkungsgrad des Kraftwerks mitbestimmt. Bisher erreichte Pulsdauern müssen noch ca. um einen Faktor Hundert verlängert werden. Dazu sind geeignete Verfahren einerseits für die Entfernung der Asche (Helium) aus dem Reaktionsvolumen und andererseits für die Nachfüllung des verbrauchten Brennstoffs zu entwickeln und zu erproben.

16.5. Technologische Aufgaben

Die in den vorausgegangenen Abschnitten erläuterten Probleme leiten bereits über zu den noch ungelösten Aufgaben, welche in zunehmendem Maße auch technologische Fragestellungen umfassen. Schwerpunkte dieser zukünftigen Aufgaben, zusammengefaßt unter

den Schlagworten Fusionsreaktor- und Plasmatechnologie, ergeben sich aus der Notwendigkeit:

- die Dimensionen der benötigten Versuchsanlagen beträchtlich zu vergrößern,
- Plasmen mit Fusionsleistungsdichten von der Größenordnung MW/m^3 zu erzeugen und stabil einzuschließen,
- die erreichten Pulszeiten signifikant zu verlängern – mit allen Konsequenzen auf z. B. Parameter-Stabilisierung, Brennstoffkreislauf, Verunreinigungskreislauf, Zusatzheizung und Abführen der Plasmaleistung,
- neuartige Techniken zur Erzeugung der Magnetfelder zu entwickeln,
- eine Lithium-Ummantelung der Brennkammer (das sogenannte Blanket) zum Brüten von Tritium und zum Auskoppeln der Neutronenenergie (der eigentlichen Nutzenergie) zu entwickeln und zu erproben,
- den sicheren Umgang mit diesen Apparaturen auch nach erfolgter Radioaktivierung und Beladung mit Tritium (Fernbedienung) zu gewährleisten,
- die dazu geeigneten Materialien zu identifizieren und bereitzustellen bzw. zu entwickeln,
- das Wissen über generelle Fragen wie Wirtschaftlichkeit, Rohstoffe, Umweltgefährdung, gesellschaftliche Akzeptanz usw. zu erweitern.

Auch hier ist eine gewisse Überlagerung der Problemkreise vorhanden, da ein und dieselbe Reaktorkomponente meist mehrere Aufgaben zu erfüllen hat oder unter verschiedenen Gesichtspunkten betrachtet werden muß. Unter Verzicht auf Vollständigkeit sollen im folgenden jene Fragestellungen behandelt werden, die sich mit den Begriffen „Blanket- und Tritiumtechnologie" sowie „Materialfragen der ersten Wand" bezeichnen lassen.

16.5.1. Tritium und Blanket

Wie schon eingangs erwähnt muß der für die DT-Reaktion erforderliche Brennstoff, da er in der Natur nicht direkt vorkommt, in der benötigten Menge künstlich hergestellt werden. Für die Erstausstattung eines Fusionskraftwerkes kann man das in Spaltreaktoren als Abfallprodukt entstehende Tritium benützen, später muß mindestens soviel Tritium erbrütet werden wie im Fusionsreaktor verbraucht wird. Dazu ist (Abbildung 7) ein die Brennkammer umhüllender Reaktormantel, das sog. Blanket, vorgesehen. Dieses besteht aus modulartig angeordneten Bauelementen, in denen sich Lithium oder Lithiumverbindungen befinden, welche mittels der aus dem Fusionsplasma austretenden Neutronen das nötige Tritium sowie als weiteres Reaktionsprodukt das Edelgas Helium erzeugen. Das entstandene Tritium muß zunächst aus dem Lithium oder seinen Verbindungen und dann auch aus dem Arbeitsgas extrahiert werden. Zudem befindet sich auch in den Auspuffgasen des brennenden Plasmas ein gewisser Anteil an nicht verbranntem Tritium; dieser muß ebenfalls festgehalten, gereinigt und dem Brennprozeß wieder zugeführt werden.

Tritium ist ein β-Strahler mit einer Halbwertszeit von rd. 12,3 Jahren; das in einem Fusionsreaktor vorhandene Tritium stellt ein beachtenswertes biologisches Gefährdungspotential dar [7]. Darum erfordert die Auslegung der im Tritiumkreislauf benötigten Armaturen besondere Vorkehrungen im Hinblick auf Sicherheit und Umweltschutz. So ist bereits in derzeitigen Entwürfen die Anwendung mehrfacher Sicherheitsbarrieren vorgesehen, einerseits um bei Versagen einer dieser Barrieren ein teilweises Freisetzen des Tritium-Inventars zu verhindern, andererseits um die bei Normalbetrieb entstehende Leckrate durch die Wände auch bei hohen Temperaturen hinreichend zu reduzieren.

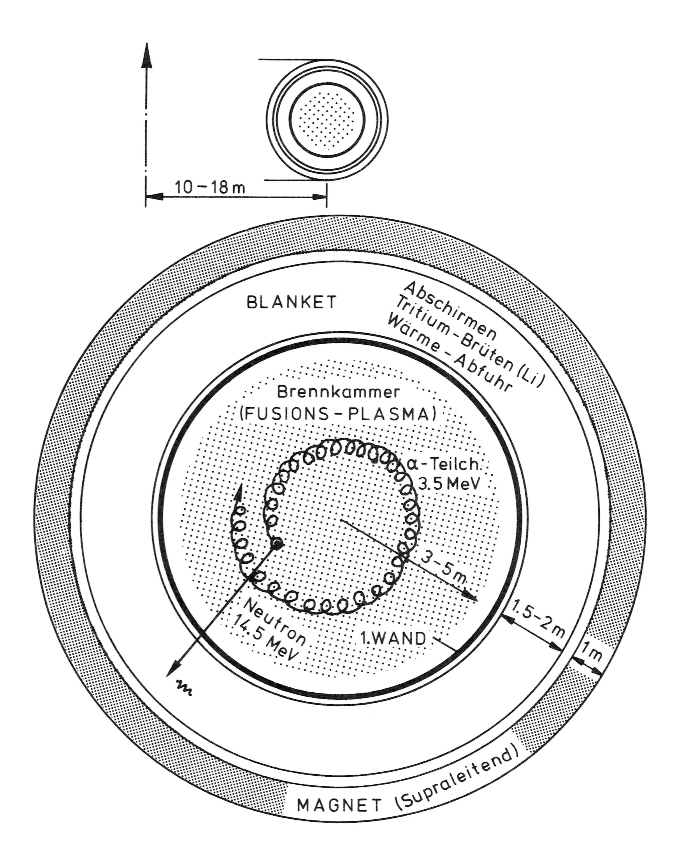


Abbildung 7 Schnitt durch einen Tokamak-Fusionsreaktor (schematisch). Der Plasmastrom ist senkrecht zur Zeichenebene gerichtet

Die Blanket-Module haben außerdem die Aufgabe, den Neutronen deren mitgeführte Energie zu entziehen und diese in Form von Wärmeleistung abzuführen. Somit stellt das Blanket durch die Absorption der vom brennenden Fusionsplasma emittierten Leistung ($^4/_5$ davon durch die Neutronen ausgekoppelt) jene Wärmequelle für den Energiekreislauf im Reaktor dar, welche mittelbar die stromliefernden Aggregate (Turbinen, Generatoren) antreibt. Als Arbeitsgas bietet sich Helium an, um hohe Temperaturen im Blanket zuzulassen und damit einen günstigen thermodynamischen Wirkungsgrad zu ermöglichen.

Zusätzlich dient das Blanket dem Zweck, die supraleitenden Magnetfeldspulen, ebenso wie den Rest der Reaktorperipherie, vor der intensiven und im übrigen unerwünschten Neutronenstrahlung abzuschirmen. Die relativ große Abmessung des Reaktormantels und seine Positionierung zwischen Plasma und Magnetspulen haben zur Folge, daß auch solche Bereiche des Reaktorvolumens mit Magnetfeldenergie aufgefüllt werden müssen, in denen das Magnetfeld nicht zum Einschluß des Plasmas beiträgt und sogar die Lösung anderer technischer Aufgaben erschwert. Die vorgesehene Dicke der Blanket-Zone liegt bei ca.

1,5 m. Derzeitige Konzeptstudien von Tokamak-Reaktoren bevorzugen eine thermische Leistung von rund 5 GW, was der elektrischen Leistung der großen Braunkohle- und Spaltreaktorkraftwerke entspräche.

16.5.2. Materialfragen

Erzeugung und Einschließung des benötigten Tritiums erfordern zwar ein hohes Maß an Sicherheitsvorkehrungen während des Reaktorbetriebs, sie stellen jedoch kein Problem der „Endlagerung" dar, da Tritium immer wieder als Brennstoff aufgebraucht wird. Anders verhält es sich mit jenen metallischen Teilen (Wänden), die das brennende Plasma und das Innere des Blankets voneinander trennen. Durch Einfang der vom Plasma emittierten Neutronen werden diese Bauteile radioaktiv und müssen nach Gebrauch über einen langen Zeitraum abgeschlossen und sicher gelagert werden. Diese Sekundär-Aktivität aller „inneren" Strukturmaterialien stellt auch bei den regelmäßig anfallenden Wartungs- und Reparaturarbeiten eine besondere Erschwernis dar. Solche Arbeiten müssen daher ferngesteuert durchgeführt werden, was durch den modularen Aufbau der Blanket-Zone erleichert werden soll.

Die Liste weiterer offener Fragen betrifft das mechanische, thermische und elektrische Verhalten dieser Materialien unter dem Einfluß der vom Plasma emittierten starken elektromagnetischen Strahlung und vor allem der intensiven Teilchenstrahlung.

So wird ein Metallatom in der Trennwand zwischen Plasma und Brutzone unter dem Einfluß der Neutronenstrahlung durchschnittlich bis zu etwa 20mal pro Jahr von seinem jeweiligen Platz gestoßen werden [8]. Die entstehenden Gitterfehlstellen rekombinieren zwar zum größten Teil wieder. Der Rest verändert aber die mechanischen Eigenschaften; er führt z. B. zu einem Anschwellen des Materials. Weitere Belastungen entstehen durch Eindringen von Wasserstoff und insbesondere durch das bei neutroneninduzierten Kernumwandlungsprozessen entstehende Helium, das sich an Fehlstellen und Korngrenzen anlagert und zu Versprödungserscheinungen führt. Wegen dieser Vorgänge wird man wahrscheinlich diese besonders belasteten inneren Teile eines Reaktors während seiner Betriebszeit in regelmäßigen Abständen, z. B. alle zwei Jahre, ersetzen müssen.

Die Einwirkung der geladenen Teilchen hat besondere Bedeutung für die innerste Oberflächenschicht der ersten Wand, welche die dem Fusionsplasma unmittelbar benachbarte Angriffsfläche darstellt. Dort vollziehen sich u. a. Zerstäubungs- und Abtragungsvorgänge, welche neben einer Schädigung der Wand auch eine Verunreinigung des Plasmas mit Wand-Atomen zur Folge haben. Dieser Problemkreis umfaßt auch die Plasma-Wand-Wechselwirkung. Ein ideales Wandmaterial, das allen Anforderungen gleich gut gerecht wird, ist nicht bekannt [9]. In Tabelle 2 ist für eine Auswahl der in Frage kommender Wandmaterialien zusammengestellt, ob unter einem der verschiedenen Gesichtspunkte gute oder schlechte Eigenschaften vorliegen.

16.5.3. Sicherheitsfragen

Sicherheitsfragen und Umweltgefährdung durch Fusionsreaktoren sind zunehmend Gegenstand von Untersuchungen geworden, wobei in Einzelfragen genaue Aussagen erst nach einer Entscheidung über die zu wählende technische Lösung gemacht werden können. Daher lassen sich hier, nur einige allgemeine Gesichtspunkte zusammenfassen.

Tabelle 2 (*Nach* [9])

Kriterium	Gutes Material	Schlechtes Material
1. Strahlenschäden und Haltbarkeit		
a) Schwellen	Ti*), V*), Mo*), Stahl	Nb*), Al, C
c) Versprödung	C, Nb*), V*), Ti*), Stahl*)	Mo, Al
c) Oberflächeneigenschaften	V, Ti, Al, C	Stahl, Nb, Mo
2. Kompatibilität mit Kühlmitteln und Tritium		
a) Lithium	Ti, V, Nb, Mo, Stahl	(Al**), C**))
b) Helium	Stahl, Ti, Mo*), Al, C	(Nb**), V**)*))
c) Wasser	Stahl, Al, Ti	(C*)*))
d) Tritium	Mo, Al, Stahl	Ti, V, Nb, C
3. Mechanische und thermische Eigenschaften		
a) Elastizitätsmodul	Mo, Nb, V, Ti, Stahl	Al, C
b) Bruchfestigkeit	Stahl, Ti, Al	V, Nb, Mo, C
c) Kriechen	Mo, V, Ti, Stahl	C, Al, Nb
d) thermische Spannungen	Mo, Al, Nb, V	Ti, Stahl, C
4. Bearbeitung	Stahl, Al, Ti, C	Nb*), V*), Mo, C*)
5. Industrielle Verfügbarkeit und Datensammlung	Stahl, Al, Ti, C	Mo, Nb, B
6. Kosten	C, Al, Stahl, Ti	Mo, Nb, V
7. Langzeitig induzierte Radioaktivität	V, C, Ti, Al	Stahl, Nb, Mo
8. Rohstoff-Vorkommen	C, Ti, Mo, Al, Stahl	Nb, V

*) Bei diesen Materialien wurden bezüglich des betreffenden Kriteriums unterschiedliche Angaben in der Literatur gefunden

**) Bedeutet unverträglich

Im Unterschied zu Spaltungsreaktoren bleibt das radioaktive Inventar bei Fusionsreaktoren im Normalbetrieb im wesentlichen in der Reaktoranlage eingeschlossen. Es ist keine Aufarbeitung des Abbrandes in gesonderten, dafür eingerichteten Zentren und auch keine Endlagerung von Spaltprodukten erforderlich. Je nach dem speziellen Konzept für die Auslegung des Blankets und anderer Reaktor-Komponenten rechnet man insgesamt mit einem Tritium-Inventar von 0,3 [10] bis 10 kg Tritium je Gigawatt elektrischer Leistung [11]. (Dies entspricht 3 bzw. 100 Mio. Ci Tritium je Gigawatt.) Dabei reicht der im Reaktionsvolumen vorhandene Brennstoff nur für einige Sekunden Betriebsdauer, so daß ein „Durchgehen" eines Fusionsreaktors schon wegen der Begrenzung des Brennstoffvorrats in der Brennkammer unmöglich ist.

Die Folgen einer plötzlichen Freisetzung von 10 kg Tritium – die Analogie zu einem extremen Störfall, der den GaU (Größter anzunehmener Unfall, d. h. größter Auslegungsstörfall) weit überschreitet – bei einem Reaktorunfall sind der Abbildung 8 zu entnehmen. Darin ist als Abszisse die Größe der Fläche aufgetragen, innerhalb derer die Strahlungsdosis die auf der Ordinate angegebenen Werte (und höhere) hat.

In Abbildung 9 ist das langzeitige Abklingverhalten der induzierten Radioaktivität einiger als erste Wand in Frage kommender Werkstoffe angegeben. Dabei kann deren Reinheit eine große Rolle spielen, da nach Abklingen der kurzlebigen Isotope die Strahlung der langlebigen eingelagerten Verunreinigungen das Maß an restlicher Aktivität bestimmt [12]. Vom

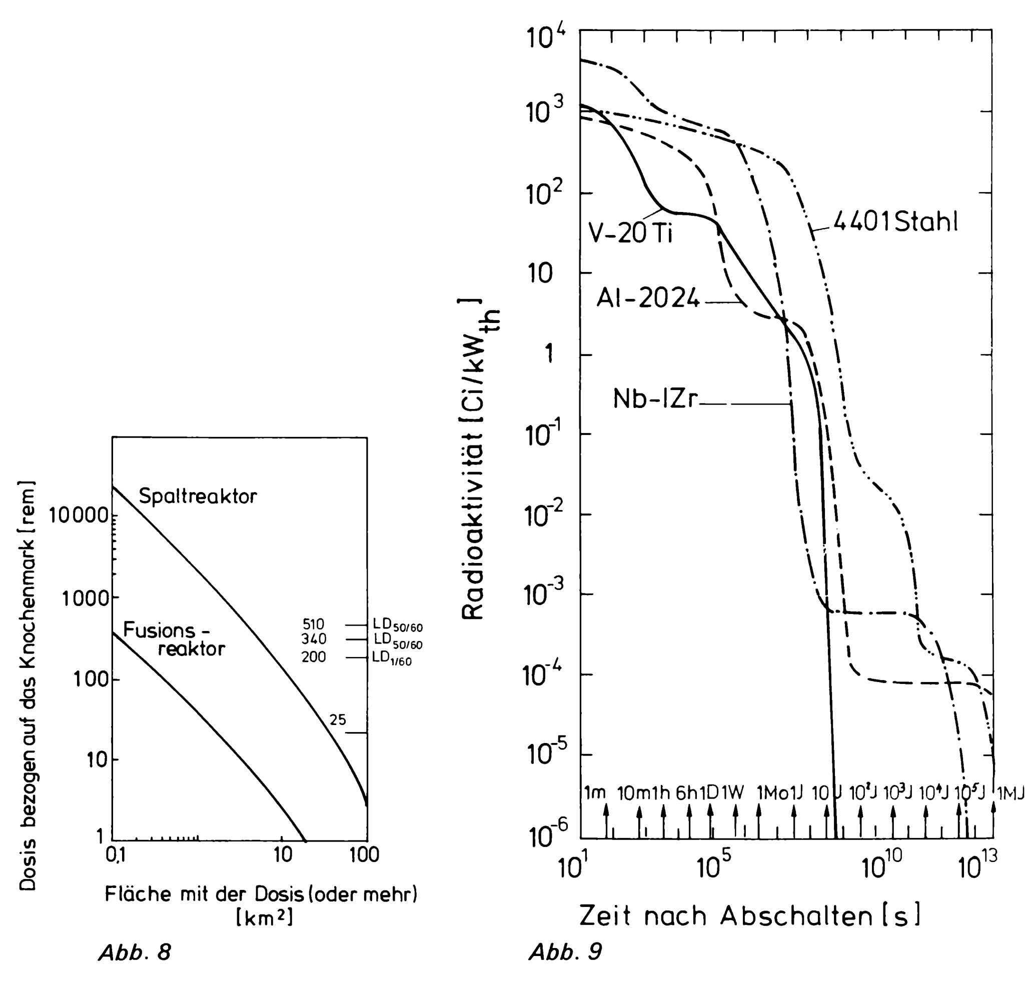


Abbildung 8 *Strahlendosis im Umkreis eines Reaktors, die entstehen würde, falls alle Schutzhüllen des Reaktors brechen und gleichzeitig sämtliches Tritium freigesetzt würde. Die an der rechten Ordinate angegebenen Werte haben die folgende Bedeutung: Eine Dosis von weniger als 25 rem einmalig aufgenommen gilt nicht als nachweisbar akut schädlich. 200 rem verursachen ohne medizinische Versorgung den Tod von 1% der Bestrahlten innerhalb 60 Tagen, 340 rem ergeben 50% Todesfälle innerhalb 60 Tagen, bei intensiver ärztlicher Versorgung erhält man die gleiche Sterberate erst bei 510 rem einmalig verabreicht*

Abbildung 9 *Abklingverhalten der induzierten Radioaktivität verschiedener Werkstoffe, die für die erste Wand in Frage kommen. Angenommen wurde ein Betrieb mit 1,25 MW/m² über 2 Jahre. Vanadium-Titan könnte nach einiger Zeit wieder verwendet werden, soweit nicht darin enthaltene Verunreinigungen letztlich das zeitliche Abklingen der induzierten Radioaktivität bestimmen. Stahl erfordert in jedem Fall eine Endlagerung*

Abklingverhalten hängt es u.a. ab, wann und ob das Material erneut verwendet werden kann. Die in den Abbildungen 8 und 9 gezeigten Werte liegen jeweils etwa um ein bis zwei Größenordnungen unterhalb der für Schnelle Brüter mit gleicher Leistung ermittelten Werte [13].

16.6. Zusammenfassung

Die auf das Ziel eines technisch nutzbaren Fusionsreaktors gerichteten Forschungs- und Entwicklungsarbeiten haben bei den internationalen Planungen für das zunehmend kostspieligere Forschungsprogramm Kernfusion ein ungewöhnliches Maß an Vernetzung zwischen den kooperierenden Ländern herbeigeführt. Gleichzeitig wurde eine deutliche Hinwendung zu technologischen Fragestellungen eingeleitet, die verbunden ist mit der Errichtung von internationalen Großexperimenten und darüber hinaus mit weiteren gemeinsamen Planungsarbeiten. Diese Entwicklung drückt sich aus in

- dem von der Kommission der Europäischen Gemeinschaften dem Ministerrat vorgelegten Programmvorschlag des 5-Jahres-Programms 1979–1983,
- der beabsichtigten Anwendung von Tritium und der erwarteten maßgeblichen Fusionsleistung bei den im Aufbau befindlichen Großanlagen TFTR = Toroidal Fusion Test Reactor [6] (Princeton) und JET = Joint European Torus [4] (Culham),
- den begonnenen Planungsarbeiten zu weiterführenden „nuklearen" Versuchsanlagen ZEPHYR [14, 15] = Zündexperiment für die Physik im Reaktor, INTOR = International Torus [16] (IAEA)[4]) und NET = Next European Torus (EURATOM), den auf IEA[5])-Ebene bereits bestehenden (Large Coil Project, TEXTOR) [17] sowie geplanten (Radiation Damage in Fusion Materials, ZEPHYR) Zusammenarbeitsverträgen.

Um den noch vor uns liegenden Weg überschaubarer zu machen, hat man folgende Zwischenstufen – Meilensteine – festgelegt:

- Demonstration des physikalischen Prozeßablaufs (scientific feasibility),
- Demonstration der technischen Durchführbarkeit (technical feasibility),
- Demonstration der wirtschaftlichen Brauchbarkeit (economic feasibility).

Die Abhängigkeit der plasmaphysikalischen Ergebnisse von den verfügbaren technischen Verfahren zeigt jedoch, daß mit diesen Meilensteinen nur Problemschwerpunkte charakterisiert werden können, die noch in vielfältiger Weise miteinander verknüpft sind. Wir stehen heute an der Schwelle zum 1. Meilenstein; die Demonstration des physikalischen Prozeßablaufs bzw. der physikalischen Machbarkeit hofft man im Verlauf der 80er Jahre zu erreichen. Planungsmodellen zufolge könnte der 2. Meilenstein bei günstiger Entwicklung innerhalb von 25 Jahren erreichbar sein.

Abschätzungen zum 3. Meilenstein sind besonders diffizil und wohl auch fragwürdig, weil sie Annahmen über das energiewirtschaftliche Umfeld im nächsten Jahrhundert und über Ergebnisse weit vor uns liegender Forschungsprogramme benötigen. Ein erfolgreiches Ende des Weges ist also noch nicht sichergestellt. Bei Bewertung dieser Unsicherheit ist jedoch zu bedenken, daß die angestrebte Beherrschung des „thermonuklearen" Feuers technische Dimensionen eröffnen kann, die in ihrer Bedeutung der schrittweisen Beherrschung und Nutzung des „molekularen" Feuers ähnlich sind.

---

[4]) IAEA = Internationale Atomenergie-Organisation, eine Unterorganisation der UNO
[5]) IEA = Internationale Energie Agentur

Literatur

[1] Course on Stationary and Quasi-Stationary Reactors; International School on Fusion Reactor Technology, 1972, Erice-Trapani. EUR-4999e, Luxemburg 1973
[2] *Bünde, R., Dänner, W., Herold, H., Raeder, J., Söll, M.:* „Energie durch Kernfusion", in: Programmstudie „Nukleare Primärenergieträger" Teil II. ASA-ZE/09/78, Köln 1978
[3] Plasma Surface Interactions in Controlled Fusion Devices. J. Nucl. Mat. 76/77 (1978)
[4] Das JET-Projekt, Stand Februar 1978. EUR-JET-R7, Abingdon, Oxfordshire, England
[5] Plasma Physics and Controlled Nuclear Fusion Research, Vols. I und II, IAEA-Wien 1979, insbesondere Eubank, H. et al., PLT Neutral beam heating results, S. 167
[6] Tokamak Fusion Test Reactor, Final Design Report PPPL 1475 PH-R 007, Princeton Plasma Physics Laboratories, August 1978
[7] *Feinendegen, L. E.:* Radiation Problems in Fusion Energy Production. Proc. 6th Int. Congress of Radiation Research, Tokyo (May 1979)
[8] *Ullmaier, H.:* IFF Bulletin der KFA-Jülich, Bd. 10/II (1976)
[9] *Conn, R. W.:* First Wall and Divertor Plate Material Selection in Fusion Reactors. Seite 103 in [3]
[10] *Brockmann, H. et al.:* Conceptual design of a compact tokamak reactor, KFA-Bericht, Jülich (in Vorbereitung)
[11] *Kulcinski, G. L., Kessler, G., Holdren, J., Häfele, W.:* Energy for the long run. American Scientist, Vol. 67 Heft 1, S. 78 (1979)
[12] *Gruber, J.:* Evaluation of the Activity Levels in Fusion Reactor Blankets. Report HMI-B 202. Hahn-Meitner-Institut für Kernforschung Berlin
Gruber, J., Schneider, J.: Transmutation und Aktivierung von Stainless Steel 316 SS in einem thermischen Fusionsreaktor Blanket. Report HMI-B 212. Hahn-Meitner-Institut Kernforschung, Berlin 1977
[13] *Häfele, W., Holdren, J. P., Kessler, G., Kulcinski, G. L.:* Fusion and Fast Breeder Reactors, IIAS A-Bericht RR-77-8. International Institute for Applied Systems Analysis. Laxenburg (1976), rev. (1977)
[14] Jahresbericht 1978 des Max-Planck-Institut für Plasmaphysik, Garching 1979
[15] *Wienecke, R.:* Mit ZEPHYR zum Fusionsreaktor. Max-Planck-Spiegel, Nr. 3/4, S. 32, 1979
[16] INTOR-Report, Vols, I und II, EUR FU BRU/XII/501/EDV 50 Kommission der Europäischen Gemeinschaften, Brüssel, Juni 1979
[17] TEXTOR Kurzbeschreibung: Institut für Plasmaphysik, KFA-Jülich, 1977

Autorenverzeichnis

Albrecht, Egon, Dipl.-Ing.

Abteilungsleiter in „Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung mbH München", Technischer Leiter des Instituts für Tieflagerung;
wissenschaftliche Tätigkeit: Tieflagerung radioaktiver Abfälle.

Barnert, Heiko, Dr.-Ing.

Wissenschaftlicher Mitarbeiter der Kernforschungsanlage Jülich, Institut für Reaktorentwicklung, Privatdozent RWTH Aachen;
Arbeitsgebiete: Reaktortechnik, Nukleare Prozeßwärme, HTR.

Borsch, Peter, Dr. rer. nat.

Wissenschaftliche Tätigkeit zunächst im Bereich der Grundlagenforschung (Festkörperphysik), jetzt tätig in der Programmgruppe Kernenergie und Umwelt (Fragen der Sicherheit und Umweltbelastung von Energieanlagen).

Darvas, Janos, Dr. rer. nat.

Leiter der Abteilung Fusionstechnik Kommission der EG in Brüssel;
wissenschaftliche Tätigkeit: Fusionsforschung, Fusionstechnologieprogramm.

Feldmann, Alfred, Dr. rer. nat.

Wissenschaftlicher Mitarbeiter und stellvertr. Institutsleiter am Institut für Biotechnologie (früher: Institut für Mikrobiologie) der Kernforschungsanlage Jülich;
wissenschaftliche Arbeit: Über die Wirkung ionisierender Strahlen auf Dauerzellen und teilungsaktives Gewebe;
Hauptarbeitsgebiet: Hemmung und Förderung der Zellteilungstätigkeit durch schwache Strahlendosen.

Fuchs, Gerhard, Dr.

Wissenschaftlicher Mitarbeiter der Kernforschungsanlage Jülich, Institut für Plasmaphysik;
Arbeiten über die Erzeugung hochgeladener Ionen im Rahmen eines Forschungsauftrages der GSI Darmstadt, Mitarbeit beim Aufbau von TEXTOR zur Untersuchung spezieller Probleme der Fusionsphysik in der KFA Jülich.

Geiß, Heiner, Dipl.-Phys.

Wissenschaftlicher Mitarbeiter der Kernforschungsanlage Jülich, Zentralabteilung Strahlenschutz;
Arbeitsgebiete: Untersuchung der atmosphärischen Ausbreitung von Schadstoffen, Entwicklung von Modellen und Programmen zur Berechnung der Umgebungsbelastung in der Nähe von kerntechnischen Anlagen.

Heusener, Gerhard, Dr.

Stellvertretender Projektleiter Projekt „Schneller Brüter" des Kernforschungszentrums Karlsruhe;
Arbeitsgebiete: Entwicklung sowie sicherheitstechnische und wirtschaftliche Auslegung des Schnellen Brüters.

Kever, Herbert, Dr. rer. nat.

Wissenschaftlicher Mitarbeiter im Institut für Plasmaphysik der Kernforschungsanlage Jülich.
Arbeitsgebiet: Plasmaphysik.

Laser, Manfred, Dr.-Ing.

Leiter der Betriebsabteilung Dekontamination der Kernforschungsanlage Jülich, verantwortlich für die Behandlung und Beseitigung radioaktiver und nicht radioaktiver Abfälle aus der Kernforschungsanlage und der radioaktiven Abfälle aus dem Land Nordrhein-Westfalen;
wissenschaftliche Arbeiten hauptsächlich auf dem Gebiet der Wiederaufarbeitung und der Behandlung radioaktiver Abfälle.

Melіß, Michael, Dr.-Ing.

Programmleitung Sonnenenergie der KFA;
Leiter der Abteilung Regenerative Energiesysteme in der Programmgruppe Systemforschung und Technologische Entwicklung.

Merz, Erich, Prof. Dr. rer. nat.

Direktor am Institut für Chemische Technologie der Kernforschungsanlage Jülich;
Dozent am Lehrstuhl für Metallurgie der Kernbrennstoffe und theoretische Hüttenkunde der RWTH-Aachen;
Arbeitsgebiete: Radio- und Nuklearchemie, Kernverfahrenstechnik, Chemie- und Verfahrenstechnik der nuklearen Entsorgung.

Münch, Erwin, Dr. rer. nat.

Leiter der Programmgruppe Kernenergie und Umwelt der Kernforschungsanlage Jülich;
wissenschaftliche Tätigkeit beim Bau und Betrieb von Forschungsreaktoren, in der nuklearen Sicherheitsforschung, der Kernmaterialsicherung und bei der Bearbeitung institutioneller Aspekte der Kernenergie.

Oesterwind, Dieter, Dr. rer. pol.

Wissenschaftlicher Mitarbeiter der Programmgruppe Systemforschung und Technologische Entwicklung der Kernforschungsanlage Jülich;
Arbeitsgebiete: Systemanalysen von Energieversorgungstechnologien, Energiebedarfsanalysen.

Paschke, Manfred, Dr. rer. nat.

Wissenschaftlicher Mitarbeiter der Kernforschungsanlage Jülich, Programmgruppe Kernenergie und Umwelt;
Forschung auf den Gebieten Strahlenbiologie und Biotechnologie; Gutachtertätigkeit: Radioökologie.

Schneider, Walter, Dr. phil.

Leiter des Sachgebietes Umweltschutz und technische Klimatologie, Deutscher Wetterdienst, Wetteramt München;
Gastdozent für synoptische Meteorologie an der Universität München.

Schulten, Rudolf, Prof. Dr. rer. nat.

Direktor am Institut der Reaktorentwicklung der Kernforschungsanlage Jülich;
Ordinarius am Lehrstuhl für Reaktortechnik der RWTH Aachen,
Arbeitsgebiete: HTR, Reaktortechnik, Prozeßwärme, Energiewirtschaft.

Stoll, Wolfgang, Dipl.-Ing., Dr. techn.

Geschäftsführer bei ALKEM GmbH, Hanau;
wissenschaftliche Tätigkeit: Forschung und Entwicklung Kernbrennstoffgebiet.

Voss, Alfred, Dr.-Ing.

Leiter der Programmgruppe Systemforschung und Technologische Entwicklung der Kernforschungsanlage Jülich;
Arbeitsgebiete: Probleme der Energieversorgung, neue Energiesysteme, Systemanalysen.

Wagner, Hermann-Josef, Dr.-Ing.

Wissenschaftlicher Mitarbeiter in der Programmgruppe Systemforschung und Technologische Entwicklung der Kernforschungsanlage Jülich und der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergiepolitik" des Deutschen Bundestages;
Arbeitsgebiete: Energieanalyse von Energieversorgungstechniken, Energiebedarfsmodelle, Erneuerbare Energiequellen, Risiken nichtnuklearer Energiesysteme.

Wolf, Gerd-H., Prof. Dr. rer. nat.

Direktor des Institutes für Plasmaphysik der Kernforschungsanlage Jülich, Leiter des Projektes Kernfusion der KFA;
ord. Professor für Experimentalphysik an der Universität Essen, Gesamthochschule;
Arbeitsgebiete: Dynamische Stabilisierung von Flüssigkeiten und Plasmen, Physik und Technik toroidaler Einschließungssysteme (STELLARATOREN), Tokamaks, Fusionstechnologie.

Wolters, Johannes Peter, Dr.-Ing.

Abteilungsleiter und stellvertretender Institutsleiter am Institut für Nukleare Sicherheitsforschung der Kernforschungsanlage Jülich;
wissenschaftliche Tätigkeit beim Betrieb des Forschungsreaktors FRJ-2, in der Sicherheitsforschung zuständig für Störfallanalysen beim HTR.

Stichwortverzeichnis

M

N

O

P

Q

R

S

T

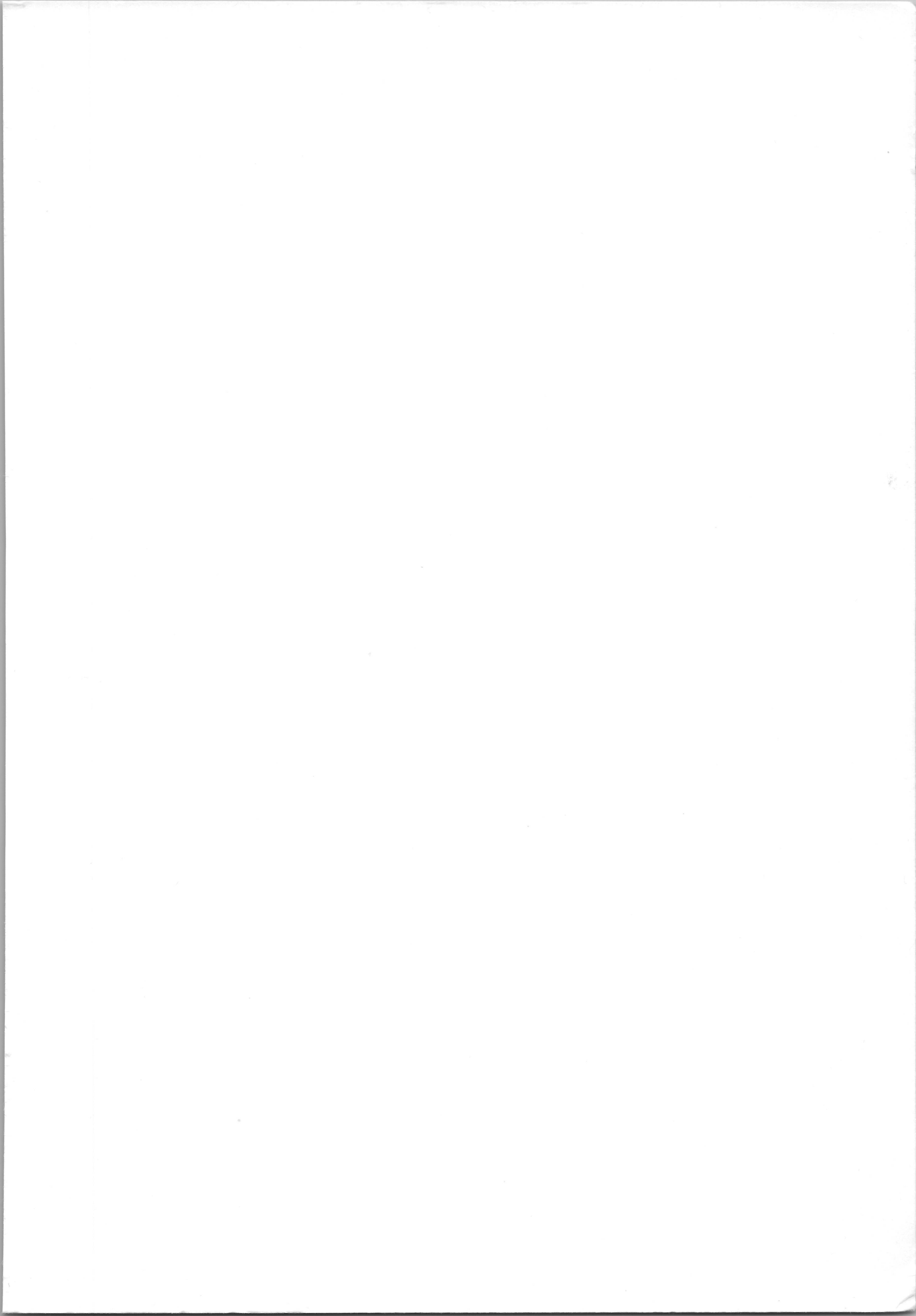
U

V

W

X

Z



Die Auseinandersetzung um die Einführung und den weiteren Ausbau der Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland besteht mit wechselnder Intensität und in unterschiedlichen Erscheinungsformen seit mehreren Jahren. Die Argumente und Thesen der Diskussion behandeln die verschiedenen Aspekte der Wechselbeziehung zwischen Kernenergie und Umwelt. Unter diesem Leitmotiv behandeln Fachwissenschaftler die in der Kernenergiediskussion relevanten Probleme und aufgeworfenen Fragestellungen.

In der Kontroverse, in der häufig emotionelle Thesen anstelle eines sachlichen Abwägens von für und wider vorgebracht werden, stehen sich Bürgerinitiativen, Verbände und Umweltschutzorganisationen auf der einen Seite, Behörden, Hersteller und Betreiber kerntechnischer Anlagen auf der anderen Seite gegenüber. Die Skala der Wertung reicht dabei von höchster Zustimmung bis zu tiefster Verdammung einer Technologie, die eine Option zur Dekkung des Energiebedarfs der Zukunft darstellt.

In dieser Situation soll mit dem vorliegenden Buch ein Versuch zur Versachlichung der Diskussion gemacht werden. Die Autoren der einzelnen Beiträge kommen zum überwiegenden Teil aus Forschungszentren und bearbeiten selbst die von ihnen behandelten Fragen seit vielen Jahren. Das Spektrum der Themen umfaßt die energiepolitischen Zusammenhänge der Kernenergie, die technischen Grundlagen der einzelnen Kernreaktortypen, die Sicherheit und Sicherung kerntechnischer Anlagen, den Brennstoffkreislauf, insbesondere die Entsorgung der Kernkraftwerke, die Umweltaspekte der Energieerzeugung im allgemeinen und der Kernenergie im besonderen, die Frage des Plutoniums sowie die Darstellung alternativer Energiequellen einschließlich der Kernfusion.

Die Zusammenstellung dieser Themen soll zur Klärung der komplexen Zusammenhänge der Kernenergie sachlich-fachlich beitragen und dem an energiepolitischen Fragen Interessierten bei seiner persönlichen Entscheidung behilflich sein.